



# 3

## YDINTURVALLISUUDEN VARMISTAMINEN

Arto Isolankila, Marja-Leena Järvinen, Rauli Keskinen,  
Ilkka Niemelä, Matti Ojanen, Rainer Rantala, Jorma Sandberg,  
Petteri Tiippana, Keijo Valtonen, Reino Virolainen, Kaisa Åstrand

### SISÄLLYSLUETTELO

3.1	Ydinenergian tuotannon säteilyhaitat ja riskit .....	90
3.2	Yleiset turvallisuusperiaatteet ja -vaatimukset .....	91
3.3	Säteilyturvallisuusvaatimukset .....	92
3.4	Ydinturvallisuusperiaatteet .....	95
3.5	Käytönaikainen turvallisuuden varmistaminen .....	106
3.6	Käyttöiän hallinta .....	112
3.7	Todennäköisyyspohjainen turvallisuusanalyysi (PSA) ...	126

### 3.1 Ydinenergian tuotannon säteilyhaitat ja riskit

Ydinenergian tuotannon yhteydessä syntyy ja käsitellään radioaktiivisia aineita huomattavasti suurempina määrinä kuin missään muissa yhteyksissä. Ydinvoimalaitosten ja muiden ydinlaitosten<sup>1</sup> normaalin käytön aikana osa henkilökunnasta voi altistua laitoksen sisältämien radioaktiivisten aineiden säteilylle. Heidän saamansa annokset mitataan ja kirjataan henkilökohtaisesti. Ydinvoimalaitosten normaalikäytön aikana ympäristöön vapautuu erittäin vähän radioaktiivisia aineita, eikä niitä voida havaita paikallisesti tuotetuissa elintarvikkeissa tai ihmismittauksissa. Ympäristön asukkaiden säteilyannokset jäävät niin pieniksi, että ne voidaan määrittää vain mitattujen päästöjen ja leviämistä kuvaavien matemaattisten mallien perusteella.

Onnettomuustilanteissa saattaa seurauksena olla myös poikkeuksellinen radioaktiivisten aineiden päästö. Tshernobylin onnettomuutta lukuun ottamatta mikään ydinvoimalaitosonnettomuus ei kuitenkaan ole aiheuttanut niin suurta päästöä, että onnettomuudesta johtunut säteily olisi ollut voimakkaampaa kuin esimerkiksi erot maaperän luonnollisesta radioaktiivisuudesta johtuvassa taustasäteilyssä eri puolilla Suomea. Jos onnettomuus aiheuttaisi vakavan reaktorivaurion ja lisäksi reaktorin suojarakennuksen rikkoutumisen, tapahtuman seurauksena vapautuvat radioaktiiviset aineet voisivat aiheuttaa välittömän säteilyvauriokituksen lisäksi myös maan, ilman, veden ja elintarvikkeiden saastumista.

Radioaktiivisten aineiden lähettämä ionisoiva säteily on haitallista ihmisille ja elolliselle luonnolle. Tämän takia on välttämätöntä estää luotettavasti ihmisten ja ympäristön altistuminen tavallista runsaammalle radioaktiivisten aineiden säteilylle. Vaikka ydinenergian käyttöön liittyvää säteilyaltistuksen vaaraa ei pystytä täysin poistamaan, soveltamalla riittäviä varotoimia on olemassa edellytykset riskin saattamiseksi niin pieneksi, että ydinenergian käyttöä voidaan pitää turvallisena. Ydinenergian käyttöön liittyvistä onnettomuuksista on varsin vähän käytännön kokemuksia. Tämän takia se, onko riskeihin varauduttu riittävästi hyvin, joudutaan arvioimaan laskennallisten tarkastelujen ja mallikokeiden avulla.

<sup>1</sup> Ydinlaitoksilla tarkoitetaan ydinvoimalaitoksia, tutkimusreaktoreita sekä ydinainesten ja ydinjätteen laajamittaiseen valmistamiseen, käsittelyyn, varastointiin ja loppusijoitukseen tarkoitettuja laitoksia, ei kuitenkaan uraani- ja toriumkaivoksia eikä pysyväksi tarkoitettulla tavalla suljettuja ydinjätteen loppusijoituslaitoksia.

## 3.2 Yleiset turvallisuusperiaatteet ja -vaatimukset

Turvallisuuden varmistaminen on kaikkialla maailmassa katsottu ydinenergian käytön edellytykseksi. Suomen ydinenergiailaissa esitetään yleisenä periaatteena, että ydinenergian käytön tulee olla, sen eri vaikutukset huomioon ottaen, yhteiskunnan kokonaisedun mukaista. Yleiseksi periaatteeksi on laissa otettu myös se, että ydinenergian käytön on oltava turvallista, eikä siitä saa aiheutua vahinkoa ihmisille, ympäristölle tai omaisuudelle. Ydinenergiain perustelujen mukaan tämä tarkoittaa, että turvallisuusvaatimusta tarkastellaan itsenäisenä kysymyksenä. Se ei ole ainoastaan yksi tekijä yhteiskunnan kokonaisuutta harkittaessa, vaan välttämättömän edellytys ydinenergian käytölle.

Turvallisuustavoite toteutuu parhaiten, kun onnettomuudet ehkäistään tehokkaasti ja niiden säteilyvaikutukset rajoitetaan mahdollisimman pieniksi. Ydinvoimalaitoksen suunnittelussa ja käytössä onnettomuuksien estäminen on ensisijainen turvallisuustavoite. Tästä huolimatta myös onnettomuuksiin tulee varautua ja niiden haittavaikutuksia pyrkiä eri tavoin lieventämään.

Yleisten turvallisuustavoitteiden täytyminen edellyttää, että henkilökunnan säteilyannokset sekä radioaktiivisten aineiden päästöt alittavat asetetut rajat ydinlaitoksen normaalin käytön aikana ja ovat niin vähäisiä kuin käytännöllisin toimin on mahdollista. Tätä säteilysuojelun optimointiperiaatetta kutsutaan nimellä ALARA-periaate (As Low As Reasonably Achievable).

Ydinturvallisuudelle on lainsäädännössä asetettu useita yksityiskohtaisia vaatimuksia ja lisäksi useissa maissa noudatetaan ydinlaitosten suunnittelussa ja käytössä niin sanottua SAHARA-periaatetta (Safety As High As Reasonably Achievable). Sen mukaan turvallisuustason tulee olla niin korkea kuin käytännöllisin toimin mahdollista. Suomessa SAHARA-periaate on kirjoitettu myös turvallisuussäännöstöön.

Ydinenergian käyttö ei saa edistää ydinaseiden leviämistä. Tämän takia ydinlaitoksissa käytettäviä ydinmateriaaleja sekä eräitä laitteita ja tietoa-ineistoja valvotaan kansainvälisten sopimusten perusteella. Ydinlaitokset ja niissä käytettävät ydinmateriaalit tulee suojata riittävästi lainvastaiselta toiminnalta kuten ilkeivallalta ja sabotaasilta.

Ydinlaitoksen omistajalla on toiminnallinen ja taloudellinen vastuu myös laitoksessa syntyvien ydinjätteiden huollosta. Ydinjätehuoltoon sovelle-

taan samanlaisia turvallisuusperiaatteita kuin ydinvoimalaitosten käyttöön.

Ydinlaitosten suunnittelu- ja käyttöorganisaatioilta vaaditaan kehittyntä turvallisuuskulttuuria. Siihen kuuluu, että ydinlaitoksen aiheuttamaan riskiin vaikuttavat tekijät tunnustetaan ja otetaan huomioon suunnittelussa ja käytössä ja että vastuusuhteet organisaatioissa määritellään selkeästi.

Turvallisuuskulttuuriin kuuluu myös se, että käyttöorganisaatio vastaa ydinlaitoksen turvallisesta käytöstä. Tämän vuoksi henkilökunnan tulee olla pätevää, tehtävänsä sopivaa ja hyvin koulutettua. Henkilökunnan tulee ymmärtää turvallisuusmääräysten perusteet ja määräysten rikkomisesta aiheutuvat haitalliset vaikutukset. Organisaation rakenteen, johtamisjärjestelmän ja menettelytapojen tulee tukea henkilökuntaa toimimaan turvallisesti. Riippumattomat viranomaiset ja tarkastuslaitokset valvovat ja tarkastavat turvallisuuteen vaikuttavia toimintoja valtiovalan määrittelemällä tavalla.

Valtiovalan tehtävänä on luoda lainsäädännöllinen perusta ydinenergian käytölle. Suomenkin hyväksymä kansainvälinen ydinturvallisuussopimus edellyttää, että ydinenergian käyttö on luvanvaraista ja että turvallisuuden varmistamiseksi on olemassa itsenäinen viranomaisorganisaatio, joka valvoo ydinlaitosten rakentamista ja käyttöä. Suomessa tällaisena toimii Säteilyturvakeskus (STUK). Suomen ydinenergialainsäädäntöä ja viranomaisorganisaatioita käsitellään tarkemmin luvuissa 9 ja 10.

### 3.3 | Säteilyturvallisuusvaatimukset

#### Väestön säteilysuojelu ydinvoimalaitosten ympäristössä

Pääosa ydinvoimalaitoksen käytön aikana syntyvistä radioaktiivisista aineista on ydinpolttoaineessa. Normaalisti ne ovat hyvien säteilysuojien ympäröimiä, eikä niistä aiheudu säteilyhaittaa työntekijöille tai ympäristölle.

Radioaktiivisia aineita on polttoaineen lisäksi pieniä määriä reaktorin jäähdytysjärjestelmässä sekä siihen liittyvissä puhdistus- ja jätejärjestelmissä. Osa niistä on syntynyt jäähdytysvedestä ja siinä olleista epäpuhtauksista, kun neutronisäteily on aktivoanut jäähdytysveden mukana reaktorin läpi kulkeneita stabiileja ytimiä. Osa reaktorisydämen ulkopuo-

lella olevista radioaktiivisista aineista voi olla peräisin myös polttoainetuodoista, joita esiintyy satunnaisesti kaikilla ydinvoimalaitoksilla.

Radioaktiivisia aineita sisältävistä järjestelmistä poistetaan laitoksen käytön aikana vettä ja kaasuja. Poistovesiin ja -kaasuihin on tällöin sekoittunut myös radioaktiivisia aineita. Laitoksesta ulos laskettavat vesi- ja ilmapäästöt puhdistetaan suodattamalla ja viivästetään siten, että niiden sisältämien radioaktiivisten aineiden säteilyvaikutus ympäristössä on hyvin pieni verrattuna luonnossa normaalisti olevien radioaktiivisten aineiden vaikutukseen. Lisäksi pieniä määriä radioaktiivisia aineita voi päästä ulos reaktorin suljetuista järjestelmistä esimerkiksi huoltotöiden yhteydessä.

Tarkasteltaessa radioaktiivisten aineiden päästöjen vaikutuksia valitaan ydinvoimalaitoksen ympäristön asukkaista laskennallinen eniten altistuva ryhmä, jonka elintapojensa puolesta arvioidaan saavan suurimman säteilyannoksen. Määritettäessä päästörajoja lasketaan eri päästö- ja kulkeutumisreitien kautta kerääntyvä säteilyannos eniten altistuvan ryhmän yksilölle. Päästörajat asetetaan siten, että näin laskettu annos jää turvallisuusmääräyksissä annetun rajan alapuolelle. Käytännössä ydinvoimalaitosten päästöt pidetään ALARA-periaatteen mukaisesti huomattavasti näin määritettyjä virallisia päästörajoja pienempinä.

Säteilyasetuksen mukaan säteilyn käytöstä aiheutuva enimmäisaltistus henkilölle, joka ei työssään altistu säteilylle, on 1 mSv vuodessa<sup>2</sup>. Ydinvoimalaitoksen päästöjen lisäksi säteilyaltistusta ympäristön väestölle voivat aiheuttaa myös muut keinotekoiset säteilylähteet. Tämä otetaan huomioon siten, että ydinvoimalaitoksen päästöistä ei saa aiheutua kuin pieni osa säteilyasetuksessa asetetusta annosrajasta. Valtioneuvoston päätöksellä ydinvoimalaitoksia koskevaksi ympäristön väestön annosrajaksi on asetettu 0,1 mSv. Raja-arvo koskee 50 vuoden annositoumaa, jolla tarkoitetaan ydinvoimalaitoksen vuoden käytöstä johtuvaa annosta seuraavien 50 vuoden aikana (VNp 395/1991). Tämän rajan ja eniten altistuvan ryhmän perusteella on johdettu radioaktiivisten aineiden päästörajat (taulukko 3.1). Annos- ja päästörajat kattavat kaikki laitospaikalla tapahtuvat toiminnot, joita ovat reaktorien käytön lisäksi muun muassa käytetyn polttoaineen ja muun ydinjätteen varastointi.

<sup>2</sup> 1 millisievert = 1 mSv = 0,001 Sv = 0,001 J/kg on ekvivalenttiannoksen ja efektiivisen annoksen yksikkö. Kollektiivisen annoksen eli tietyn ryhmän henkilöiden yhteenlasketun annoksen yksikkönä käytetään mansievertiä (manSv). Säteilysuojelun suureet ja yksiköt on esitetty kirjassa 1 "Säteily ja sen havaitseminen", STUK, 2002.

	Loviisa	Olkiluoto
Päästöt ilmaan		
Jalokaasut ( <sup>87</sup> Kr-ekvivalentteina)	22 000	18 000
Jodit ( <sup>131</sup> I-ekvivalentteina)	0,22	0,11
Päästöt veteen		
Tritium	150	18
Muut nuklidit	0,89	0,30

Lukuarvot ilmoittavat laitosaluetta koskevan nuklidiryhmäkohtaisen päästörajan olettaen, että muita päästöjä ei tapahtuisi. Kokonaispäästöraja lasketaan siten, että eri ryhmien päästörajoauksien summa on enintään 1.

**TAULUKKO 3.1 Suomen ydinvoimalaitosten vuosipäästörajat (TBq)**

Suurimpien yksilöannosten lisäksi on tarpeen rajoittaa myös laajojen väestöryhmien pitkällä aikavälillä saamaa kokonaisaltistusta. Suomessa STUK on asettanut rajoituksia niin sanotulle kollektiiviselle annositoumalle, jolla tarkoitetaan tietynä ajanjaksona tietyn väestöryhmän yksilöille aiheutuvaa yhteenlaskettua annosta. Ydinvoimalaitoksen vuoden mittaisesta normaalista käytöstä aiheutuvan maailmanlaajuisen 500 vuoden annositouman raja-arvo on 5 manSv laskettuna 1 000 MW nettosähkötehoa kohden. Kollektiivista annositoumaa laskettaessa otetaan huomioon kaikki toiminnot laitosalueella mukaan lukien voimalaitosjätteen käsittely, välivarastointi ja loppusijoituslaitoksen käyttötoimet sekä käytetyn polttoaineen välivarastointi ja kuljetukset Suomen alueella. Ydinvoimalaitosten normaalikäytön aikaista ympäristön säteilysuojelua käsitellään tarkemmin kohdassa 4.3.

Varautuminen häiriö- ja onnettomuustilanteisiin on ydinvoimalaitosten suunnittelun keskeisiä periaatteita. Valtioneuvoston päätöksessä määrätään suunnitteluperusteina käytettävät ympäristön väestön annosrajat odotettavissa oleville käyttöhäiriöille, oletetuille onnettomuuksille ja vakaville reaktorionnettomuuksille. Odotettavissa olevan käyttöhäiriön ja oletetun onnettomuuden seurauksina vuoden mittaisena ajanjaksona väestön yksilölle aiheutuvan annoksen raja-arvot ovat vastaavasti 0,1 ja 5 mSv. Vakavassa reaktorionnettomuudessa radioaktiivisten aineiden päästöstä ei saa aiheutua ympäristön asukkaille välittömiä terveyshaittoja eikä pitkäaikaisia rajoituksia laajojen maa- ja vesialueiden käytölle. Tämän vaatimuksen täyttämiseksi <sup>137</sup>Cs:n päästön raja-arvo on 100 TBq. Muista nuklideista kuin cesiumisotoopeista muodostuva kokonaislaskeuma ei saa aiheuttaa pitkällä aikavälillä suurempaa vaaraa, kuin edellä mainitun raja-arvon mukainen cesiumpäästö aiheuttaisi.

## Ydinvoimalaitosten henkilökunnan säteilysuojelu

Säteilysuojelun optimointiperiaatteen mukaisesti työntekijöiden altistuminen säteilylle pidetään niin pienenä kuin käytännöllisesti mahdollista. Lisäksi yksilönsuojaperiaatteen mukaisesti noudatetaan lainsäädännössä esitettyjä henkilökohtaisia annosrajoja. Säteilyasetus määrää työntekijän säteilyannoksen ylärajaksi 50 mSv yhden kalenterivuoden aikana. Lisäksi viiden vuoden aikana kokonaissäteilyannos ei saa ylittää 100 mSv:ä.

Säteilyturvallisuutta koskevien tavoitteiden täyttäminen edellyttää rakenteellisen suojauksen lisäksi hallinnollisia toimia, henkilökohtaista annosvalvontaa ja tulosten seurantaa. Säteilysuojelun optimoimiseksi kollektiivisia annoksia seurataan työkohteittain sekä työntekijäryhmittäin. Säteilysuojelun hallinnollisia menettelytapoja ydinvoimalaitoksissa ovat säteilysuojeluorganisaation, valvonta-alueiden, säteilytyölupien ja säteilysuojelukoulutuksen järjestäminen sekä säteilysuojeluohjeiston laatiminen. Työntekijöiden säteilysuojelua on kuvattu tarkemmin kohdassa 4.2.

STUK on asettanut tavoitteeksi, että yhden ydinvoimalaitosyksikön henkilökunnan yhteensä saama kollektiivinen annos ei ylitä kahden peräkkäisen vuoden aikana keskiarvoa 2,5 manSv 1 000 MW nettosähkötehoa kohden. Mikäli tavoite ylittyy, raportoidaan ylittämisen syyt ja säteilyturvallisuuden parantamiseen tähtäävät toimenpiteet STUKille.

Mahdollisiin onnettomuustilanteisiin varaudutaan suunnittelemalla ja ohjeistamalla toiminta etukäteen.

Onnettomuustilanteissa normaalikäytön annosrajat eivät ole voimassa. Säteilyasetuksen mukaan säteilyvaaran rajoittamiseksi tarvittavat toimenpiteet tulee tehdä siten, että niihin osallistuville henkilöille aiheutuva säteilyaltistus rajoitetaan vähimpään mahdolliseen, kuitenkin siten, että mahdollisuuksien mukaan henkilön saama annos ei ylitä arvoa 500 mSv.

### 3.4 Ydinturvallisuusperiaatteet

Ydinvoimalaitosten suunnittelussa pyritään hyvään luotettavuuteen ja turvallisuuteen. Luotettava, häiriötön toiminta on keskeinen tavoite sekä turvallisuuden että taloudellisuuden kannalta. Häiriöiden ja onnettomuuksien mahdollisuutta ei kuitenkaan voida täysin sulkea pois parhaimmissakaan laitoksissa. Tämän takia ydinvoimalaitoksissa on turval-



lisuusjärjestelmiä, joiden avulla häiriöiden ja onnettomuuksien etenemistä ja vaikutuksia voidaan estää tai ainakin rajoittaa.

Laitoksen suunnittelussa otetaan huomioon sekä sisäiset tapahtumat, kuten laiteviat, laitosprosessien häiriöt ja käyttöhenkilökunnan virheet, että ulkoiset tekijät, joita ovat muun muassa tulipalot, tulvat, maanjäristykset, poikkeukselliset sää- ja ympäristöolosuhteet sekä lentokoneiden törmäykset.

Laitoksen turvallisuussuunnittelun lähtökohdaksi valitaan pahimpia mielekkäästi kuviteltavissa olevia tapahtumia ja olosuhteita. Niiden valinnassa käytetään hyväksi laajaan kokemukseen perustuvaa asiantuntijaharkintaa ja tilastollisia menetelmiä. Turvallisuussuunnittelun tavoitteena on varmistaa, että edellä esitetyt säteilyturvallisuusvaatimukset (katso kohta 3.3) toteutuvat tarkasteltavissa häiriö- ja onnettomuustilanteissa. Turvallisuussuunnittelun lähtökohdaksi valitut tapahtumat poikkeavat toisistaan jonkin verran eri maissa paikallisten olosuhteiden mukaan, ja myös ajan myötä on tapahtunut kehitystä. Eräitä turvallisuusanalyseissä tarkasteltavia tapahtumia on kuvattu luvussa 5.

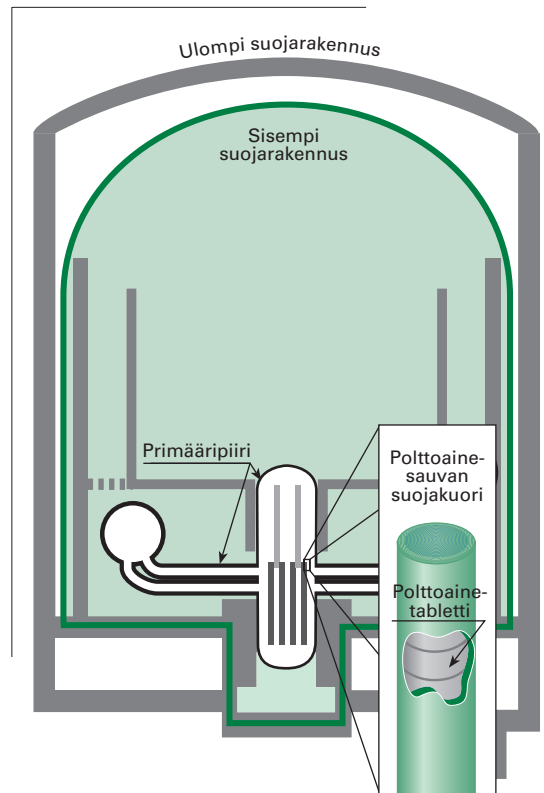
Suunnittelun lähtökohdaksi valitaan tietyt alkutapahtumat ja ympäristöolosuhteet. Niiden aiheuttamat kuormitukset ja rasitukset arvioidaan laskennallisten ja kokeellisten menetelmien avulla. Laitoksen rakenteet ja järjestelmät mitoitetaan niin, että tarkasteltavien tapahtumien seuraukset pysyvät vaatimusten sallimissa rajoissa, kun turvallisuusjärjestelmät toimivat vähimmäiskapasiteetillaan. Suunnittelua varten on tarpeen ymmärtää syiden ja seurausten väliset suhteet käytännön tarkoituksiin riittävällä tarkkuudella ja toisaalta ottaa huomioon käytettävän tiedon rajallisuus ja epätäydellisyys. Turvallisuustoimintoja mitoitettaessa analysoidaan useita edustaviksi arvioituja alkutapahtumia. Reaktorin ja turvallisuustoimintojen suunnittelun sekä järjestelmämitoituksen hyväksyttävyyttä osoitetaan onnettomuusanalyseillä. Analyysissä käytetään sekä konservatiivisia että realistisia (best-estimate) tietokoneohjelmia. Menetelmästä riippumatta turvallisuusanalyseissä on aina otettava huomioon analyyseihin liittyvät epävarmuudet muun muassa tekemällä riittävä määrä herkkyystarkasteluja. Herkkyystarkasteluilla tarkoitetaan menettelyjä, joilla selvitetään lähtötietojen ja laskentamenetelmien muutosten vaikutusta laskennan lopputuloksiin. Laitteiden vikaantumisen mahdollisuus otetaan analyyseissa huomioon yleensä siten, että alkutapahtuman lisäksi kuhunkin turvallisuusjärjestelmään oletetaan samanaikaisesti yksi seurauksiltaan mahdollisimman haitallinen vika. Muilta osin turvallisuusjärjestelmien oletetaan toimivan suunnitellusti. Suunnittelun epävarmuuksien vä-

hentämiseksi on analyysituloksen ja hyväksymiskriteerin väliin jätävä riittävä turvallisuusmarginaali.

Edellä kuvattujen periaatteiden mukaista menettelyä sanotaan usein deterministiseksi lähestymistavaksi. Determinististen menetelmien lisäksi ydinvoimalaitoksen turvallisuussuunnitteluun ja turvallisuuden arviointiin sovelletaan myös todennäköisyyspohjaisia menetelmiä. Niiden avulla pyritään muun muassa varmistamaan laitoksen tasapainoinen suunnittelu. Todennäköisyyspohjaista turvallisuusanalyysiä käsitellään kohdassa 3.7.

### Peräkkäiset leviämisseet

Ydinpolttoaineessa syntyvien radioaktiivisten fissiotuotteiden eteneminen ympäristöön rajoitetaan peräkkäisillä leviämisseiteillä. Näitä esteitä ovat polttoaine, primaaripiiri sekä suojarakennus. Ensimmäisen esteen muodostavat fissiotuotteita pidättävä polttoainetabletin keraaminen rakenne sekä mekaanisesti kestävä ja kaasutiivis polttoaineen suojakuori. Toisena esteenä on reaktoripainesäiliön ja siihen liittyvien putkien ja venttiilien muodostama tiivis paineenkestävä jäähdytyspiiri (primaaripiiri). Kolmantena esteenä on jäähdytyspiiriä ympäröivä paineenkestävä ja kaasutiivis suojarakennus. Varsinainen suojarakennus ympäröidään usein kokonaan toisella rakennuksella niin, että rakennusten väliin jäävä tila voidaan pitää ulkoilmaan nähden alipaineisena kaikissa oletetuissa onnettomuustilanteissa. Väli tilasta poistettava ilma ohjataan onnettomuustilanteissa automaattisesti suodattimen kautta ilmastointipiippuun. Ulompi suojarakennus myös suojaa varsinaista suojarakennusta ulkoisilta vaikutuksilta, kuten lentokoneiden törmäyksiltä.



**KUVA 3.1** Radioaktiivisten aineiden peräkkäiset leviämisseet

## Turvallisuusvaatimukset

1960- ja 1970-lukujen vaihteessa kehitetyt turvallisuusvaatimukset sisälsivät vaatimuksia kullekin edellä mainituista fissiotuotteiden leviämissesteistä. Peruslähtökohtana näissä vaatimuksissa olivat niin sanotut suunnittelunperusteonnettomuudet. Niiden perusteella määriteltiin suunnittelussa käytettävät kuormat, jotka kohdistuvat näihin leviämissesteisiin ja asetettiin suunnitteluvaatimukset ydinvoimalaitosten turvallisuusjärjestelmille kuten reaktorin pysäytys- ja hätäjäähdytysjärjestelmille. Näitä turvallisuusvaatimuksia käytettiin myös, kun Suomeen 1970- ja 1980-lukujen vaihteessa rakennettiin Loviisan ja Olkiluodon ydinvoimalaitokset. Suurin osa näistä vaatimuksista on edelleen lähes sellaisinaan voimassa. Tutkimustoiminnasta saatujen tietojen sekä laitosten käytöstä kertyneiden kokemusten perusteella vaatimuksia on osittain tarkennettu. Edellä mainittujen suunnittelunperusteonnettomuuksien lisäksi vakavat reaktorisydämen sulamiseen johtavat onnettomuudet on otettu viime vuosien aikana huomioon laitosten turvallisuusvaatimuksissa.

Polttoaineen suojakuoren eheydelle asetettujen turvallisuusvaatimuksien päämääränä oli minimoida polttoaineaurioiden riski kaikissa ajateltavissa olevissa tilanteissa niin alhaiselle tasolle kuin teknisesti on mahdollista. Nämä vaatimukset määriteltiin sitä tiukemmiksi mitä todennäköisemmästä tapahtumasta on kysymys. Tapahtumat jaettiin kuitenkin yksinkertaisuuden vuoksi kahteen luokkaan: odotettavissa oleviin käyttöhäiriöihin ja oletettuihin onnettomuuksiin.

Odotettavissa oleviksi käyttöhäiriöiksi luokiteltiin tapahtumat, jotka voivat tapahtua vähintään kerran laitoksen eliniän aikana. Kaikki tätä harvinaisemmiksi arvioidut tapahtumat luokiteltiin oletetuiksi onnettomuuksiksi. Odotettavissa olevissa käyttöhäiriöissä suunnittelurajaksi otettiin se, että vain pieni osa reaktorisydämessä olevista polttoainesauvoista saa kokea lämmönsiirtokriisin (polttoaineesta jäähdytteeseen tapahtuvan lämmönsiirron äkillisen huononemisen). Käytännössä tämä tarkoittaa sitä, että polttoaineaurioita ei tässä tapahtumaluokassa odoteta tapahtuvan.

Oletettuja onnettomuuksia koskevat suunnittelurajat perustuvat pahimpaan ajateltavissa olevaan jäähdytteenmenetysonnettomuuteen (LOCA) ja reaktiivisuusonnettomuuteen (RIA). Näiden kahden onnettomuustyyppin pohjalta luotiin polttoaineelle onnettomuuksia koskevat turvallisuusvaatimukset. Turvallisuusvaatimusten perimmäisenä ajatuksena oli rajoittaa polttoaineauriot sellaisiksi, ettei polttoaineen jäähdytettävyyden on-

nettomuoksissa vaarannu. Samalla rajoitettiin välillisesti polttoainevaurioiden laajuutta siten, että vain yksi prosentti reaktorissa olevasta polttoainesauvojen suojakuorimateriaalista saa reagoida veden kanssa (vertaa kohta 5.4).

Turvallisuusvaatimusten lisäksi edellytettiin analyyseja tehtäessä eräitä onnettomuuden seurauksia pahentavia oletuksia, jotka olivat tärkeä osa itse turvallisuusvaatimusta. Tämän menettelyn avulla saatiin riittävät turvallisuusmarginaalit reaktorin normaaleissa käyttöolosuhteissa, jotta voitiin olla varmoja, että asetetut tavoitteet saavutetaan kaikissa ajateltavissa olevissa tilanteissa. Tämä asetti myös vaatimukset polttoaineen käytölle normaaleissa käyttöolosuhteissa. Polttoaineen kunto ei normaalikäytön aikana saanut heikentyä säteilyn vaikutuksesta niin paljon, että polttoaine ei kestäisi hyväksyttävästi odotettavissa olevissa käyttöhäiriöissä ja oletetuissa onnettomuoksissa syntyviä kuormia.

Polttoaineen suojakuoreen liittyviä turvallisuusvaatimuksia täsmennettiin 1980-luvun puolivälissä siihen mennessä saatujen tutkimustulosten perusteella. Tällöin poistettiin osa laskentamenetelmissä käytetyistä perusteettomista onnettomuuksien seurauksia pahentavista oletuksista. 1990-luvun lopulla tarkennettiin tapahtumaluokitusta jakamalla entiset oletetut onnettomuudet onnettomuuksien todennäköisyyden mukaan kahteen luokkaan. Ensimmäisessä onnettomuusluokassa sallitaan hyvin lievän (alle 1 % reaktorissa olevista polttoainesauvoista) ja toisessa rajoitetun (alle 10 % reaktorissa olevista polttoainesauvoista) polttoainevaurion mahdollisuus. Muilta osin alkuperäiset vaatimukset ovat säilyneet muuttumattomina.

Viime vuosien aikana polttoaineteknologiassa tapahtuneet muutokset, laitosyksiköiden tehtasojen nostaminen ja sitä seuraava polttoaineen palaman kasvu ovat aiheuttaneet tarpeita muuttaa eräitä polttoaineen suojakuoren eheyteen liittyviä turvallisuusvaatimuksia. Tämä on käynnistänyt tutkimustoiminnan, jonka avulla pyritään selvittämään uusien turvallisuusvaatimusten tarve.

Toisena radioaktiivisten fissiokaasujen ympäristöön vapautumista rajoittavana leviämiseen on primaaripiiri. Primaaripiiriin kuuluu reaktoripainesäiliö ja siihen välittömästi liittyvät putkistot sekä laitostyyppistä riippuen myös höyrystimet. Näiden komponenttien suunnittelussa käytettiin niin suuria varmuusmarginaaleja, että niiden vaurioitumistodennäköisyys on erittäin pieni. Tällä alueella turvallisuusvaatimuksiin ei ole tehty merkittäviä muutoksia.

Kolmannelle radioaktiivisten fissiotuotteiden leviämisesteele eli suojarakennukselle asetetut eheyttä koskevat turvallisuusvaatimukset määriteltiin alun perin pahimmaksi arvioidun onnettomuuden (primaariipiirin suurimman putken katkeaminen) aiheuttamien kuormitusten perusteella. Suojarakennuksen paine ei tässä tapauksessa saa ylittää suunnittelupainetta.

Suojarakennuksen tiiveysvaatimukset sen sijaan määriteltiin radioaktiivisten fissiokaasujen ympäristöpäästölaskujen avulla. Niiden lähtökohtana oli oletus, että suojarakennuksen ilmatilassa on heti onnettomuuden alussa suurin mahdollinen määrä radioaktiivisia fissiotuotteita, jotka voivat vapautua polttoaineesta reaktorisydämen sulaessa. Tässä tilanteessa pitää osoittaa, että ydinvoimalaitoksen ympäristössä asuvien ihmisten säteilyaltistus ei ylitä asetettuja annosrajoja.

Vuonna 1979 Yhdysvalloissa Three Mile Island -ydinvoimalaitoksen kakkossyksiköllä (TMI 2) tapahtuneen reaktorisydämen osittaiseen sulamiseen johtaneen onnettomuuden seurauksena käynnistyi laaja kansainvälinen tutkimusohjelma, jonka tarkoituksena oli selvittää vakaviin onnettomuuksiin liittyviä fysikaalisia ilmiöitä ja määritellä näiden tutkimustulosten perusteella ydinvoimalaitosten suojarakennukselle uudet turvallisuusvaatimukset. Näiden tutkimusten seurauksena 1980-luvun puolivälissä vakavat reaktorionnettomuudet otettiin ensimmäistä kertaa huomioon suojarakennusten kestävyysliittyvissä turvallisuusvaatimuksissa. Näitä vaatimuksia täydennettiin saatujen uusien tutkimustulosten perusteella 1990-luvun alussa.

Nykyisin useissa maissa, muun muassa Suomessa, edellytetään sekä käytössä oleville että mahdollisille uusille laitoksille laitoksen ominaispiirteet huomioonottavaa vakavien onnettomuuksien hallintastrategiaa. Tavoitteena on estää tai hallita äkilliset energettiset ilmiöt (muun muassa vetypalo, korkeapaineinen sydänsulapurkaus, sydänsula-jäähdyte-vuorovaikutuksen aiheuttama höyryräjähdys) sekä taata sydänsulan pitkäaikainen jäähdytettävyyden ja suojarakennuksen jälkilämmönpoisto siten, että suojarakennus säilyy tiiviinä onnettomuuden aikana ja sen jälkeenkin.

Edellä kuvatut radioaktiivisten aineiden leviämisesteet mitoitetaan siten, että niiden eheys säilyy mahdollisimman hyvällä varmuudella, vaikka niihin kohdistuisi kunkin esteen kannalta pahin mielekkäästi kuviteltavissa oleva uhka. Edelleen leviämisesteet suunnitellaan mahdollisimman riippumattomiksi toisistaan, jotta yhden esteen toiminnan vaarantava tapahtuma ei vaarantaisi muita esteitä.

## Syvyysuuntainen turvallisuusajattelu

Turvallisuuden varmistaminen reaktorivaurioiden ja säteilyn haitallisten vaikutusten estämiseksi tapahtuu usealla peräkkäisellä, toisiaan varmentavalla toiminnallisella tasolla. Tätä toimintatapaa sanotaan syvyysuuntaiseksi turvallisuusajatteluksi tai syvyyspuolustusperiaatteeksi (defense in depth). Turvallisuuden varmistamisessa voidaan erottaa ennalta ehkäisevä, suojaava ja lieventävä taso.

Ennalta ehkäisevän tason tavoitteena on estää poikkeamat laitoksen normaalista käyttötilasta. Tämän takia laitteiden suunnittelussa, valmistuksessa, asennuksessa ja huollossa sekä laitoksen käyttötoiminnassa sovelletaan korkeita laatuvaatimuksia.

Suojaavalla tasolla tarkoitetaan sitä, että laitoksen huolellisesta suunnittelusta ja käytöstä huolimatta tapahtuviin käyttöhäiriöihin ja onnettomuuksiin varaudutaan järjestelmin, joiden tehtävänä on havaita häiriöt ja estää niiden kehittyminen vakavaksi onnettomuudeksi. Erityisen tärkeää on varmistaa reaktorin pysäytys, reaktorisydämen jäähdytys sekä jälkilämmön poisto ja siten säilyttää ensimmäisen leviämisesteen (polttoaineen suojaakkuoren) eheys riittävän hyvin.

Jos onnettomuuden eteneminen ei pysähdy ensimmäisen ja toisen tason toiminnoista huolimatta, sen seurauksia on lievennettävä. Tärkeintä on tällöin varmistaa reaktorin suojarakennuksen eheys ja suojarakennukseen liittyvien järjestelmien toiminta. Tämä muodostaa syvyysuuntaisen turvallisuusajattelun kolmannen, lieventävän tason.

Edellä esitettyjen periaatteiden mukaan toimivalla laitoksella ympäristön kannalta vakavan onnettomuuden mahdollisuus on erittäin pieni. Vakavaan onnettomuuteen kuitenkin varaudutaan erilaisilla onnettomuudenhallintamenetelmillä sekä valmius- ja pelastusjärjestelyillä. Näitä voidaan pitää syvyysuuntaisen turvallisuusajattelun neljäntenä ja viidentenä tasona (INSAG-10).

Edellä esitettyjen toiminnallisten tasojen lisäksi syvyysuuntainen turvallisuusajattelu pitää sisällään radioaktiivisten aineiden peräkkäisten leviämisesteiden periaatteen sekä useita hyvän suunnittelun ja laadunhallinnan periaatteita. Yhdessä ne muodostavat kokonaisuuden, jolla leviämisesteiden toiminta ja rakenteellinen eheys pyritään turvaamaan kaikissa tilanteissa.

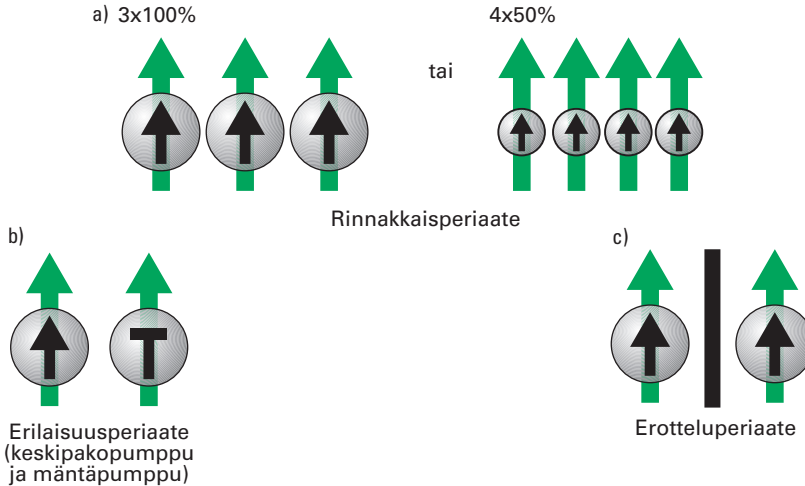
Ydinvoimalaitoksen suunnittelussa sovelletaan koeteltua tekniikkaa ja luontaisesti stabiileja ratkaisuja. Reaktorin suunnittelussa vaatimukseksi on, että luontaiset takaisinkytkennät estävät tehon hallitsemattoman kasvun. Turvallisuusjärjestelmiin sovelletaan jäljempänä esitettyjä suunnitteluperiaatteita, joilla niiden toiminta varmistetaan laitevicioista, käyttöhenkilöstön virheistä ja ulkoisista uhkatekijöistä huolimatta.

Tehokkaan laadunhallinnan toteuttamiseksi ydinvoimalaitoksen järjestelmät, laitteet ja rakenteet jaetaan turvallisuusmerkityksen mukaan turvallisuusluokkiin. Mitä tärkeämmästä luokasta on kysymys, sitä parempaa laatua edellytetään. Käyttötoiminnan korkean tason saavuttamiseksi kiinnitetään huomiota laadunhallintaan ja organisaation toimintakykyyn sekä menettelytapoihin, koulutukseen ja ohjeiston laatuun.

## Turvallisuusjärjestelmien suunnitteluperiaatteet

Turvallisuusjärjestelmien suunnittelussa sovelletaan myös periaatteita, joiden avulla varmistetaan, että turvallisuuden kannalta tärkeät toiminnot tapahtuvat luotettavasti onnettomuuksien estämiseksi ja niiden seurausten lieventämiseksi. Näitä periaatteita ovat rinnakkaisperiaate (redundanssi), erotteluperiaate, eri toimintaperiaatteiden käyttö (erilaisuusperiaate, diversiteetti), turvallisen tilan periaate ja turvallisuustoimintojen automaattinen käynnistyminen.

Rinnakkaisperiaatteen mukaan turvallisuusjärjestelmät jaetaan useiksi toisiaan korvaaviksi osajärjestelmiksi. Turvallisuusjärjestelmien suunnittelu perustuu siihen, että järjestelmä pystyy toteuttamaan turvallisuustoimintonsa, vaikka mikä tahansa järjestelmän yksittäinen laite vioittuisi ja mikä tahansa turvallisuustoimintoon vaikuttava laite olisi samanaikaisesti poissa käytöstä esimerkiksi korjauksen tai huollon vuoksi (niin sanottu N+2 -vikakriteeri). Vastaavasti turvallisuusjärjestelmän toimintoa automaattisesti ohjaavat suojausjärjestelmät suunnitellaan esimerkiksi niin, että kutakin tehtävää varten on neljä rinnakkaista laitetta, joista kahden toiminta riittää turvallisuusjärjestelmän käynnistämiseen ja ohjaamiseen. Näin suunniteltu ohjausjärjestelmä järjestelmä täyttää N+2 -vikakriteerin, ja toisaalta yksittäinen aiheuton signaali ei johda aiheettomaan turvallisuustoiminnon käynnistymiseen.



**KUVA 3.2 Turvallisuusjärjestelmien suunnitteluperiaatteita**

a) Rinnakkaisperiaate

Turvallisuustoiminnon hoitamiseksi on samanlaisia rinnakkaisia osajärjestelmiä. Järjestelmä suunnitellaan niin, että turvallisuustoiminnon toteuttamiseen riittää esimerkiksi yhden osajärjestelmän toiminta kolmesta tai kahden neljästä.

b) Erilaisuusperiaate

Turvallisuustoiminnon hoitamiseksi on rinnakkaisia eri periaatteella toimivia järjestelmiä. Erilaisuusperiaatteen avulla pienennetään turvallisuusjärjestelmien samasta syystä johtuvan samanaikaisen vikaantumisen riskiä.

c) Erottelperiaate

Turvallisuusjärjestelmien fyysisen erottelun avulla pyritään estämään ulkoisesta syystä, esimerkiksi tulipalosta, johtuva turvallisuusjärjestelmien samanaikainen vikaantuminen. Erottelu toteutetaan yleensä sijoittamalla turvallisuusjärjestelmien rinnakkaiset osajärjestelmät eri huonetiloihin.

Koska vakavat reaktorionnettomuudet ovat äärimmäisen epätodennäköisiä, niiden varalta suunniteltaviin järjestelmiin sovelletaan hiukan lievempää vaatimusta. Niiden tulee suorittaa tehtävänsä, vaikka mikä tahansa järjestelmän yksittäinen laite olisi toimintakyvytön (N+1 -vikakriteeri).

Erottelperiaate kattaa fyysisen ja toiminnallisen erottelun. Fyysisellä erottelulla tarkoitetaan, että turvallisuusjärjestelmien rinnakkaiset, toisiaan varmentavat osajärjestelmät sijoitetaan eri tiloihin. Erottelu voidaan poikkeustapauksissa toteuttaa myös sijoittamalla eri osajärjestelmät riittävän etäälle toisistaan tai asentamalla niiden välille suojaavia rakenteita. Turvallisuuden kannalta tärkeät laitososat sijoitetaan eri rakennuksiin tai huonetiloihin kuin muut laitoksen osat.

Fyysisen erottelun lisäksi noudatetaan toiminnallista erottelua, jolla pyritään välttämään rinnakkaisten tai toisiinsa liittyvien järjestelmien keski-



näistä vuorovaikutusta. Sähkö- ja automaatiojärjestelmien erottelu tarkoittaa, että järjestelmät erotetaan toisistaan sähköisesti ja toiminnallisesti.

Erottelperiaatteen oikea käyttö varmistaa muun muassa sen, etteivät tulipalo, tulva tai muut vastaavat tapahtumat estä laitoksen turvallisuudelle tärkeitä järjestelmiä toimimasta.

Sama turvallisuustoiminto voidaan toteuttaa eri toimintaperiaatteisiin perustuvilla järjestelmillä tai laitteilla. Tällä erilaisuus- eli diversiteettiperiaatteen käytöllä voidaan erityisen hyvin parantaa turvallisuustoiminnon luotettavuutta ja välttää yhteisvikojen mahdollisuuksia. Tätä periaatetta sovelletaan esimerkiksi reaktorin pysäyttämiseksi<sup>3</sup>. Reaktoriin asennetaan kaksi toisistaan riippumatonta, eri periaatteilla toimivaa reaktiivisuuden hallintajärjestelmää reaktorin pysäyttämiseksi käyttötilanteissa ja oletetuissa onnettomuustilanteissa. Toisessa järjestelmässä käytetään säätösauvoja, jotka voidaan nopeasti saattaa reaktorisydämeen. Booriliuoksen syöttö reaktoriin on säätösauvoista riippumaton tapa pysäyttää reaktori.

Turvallisen tilan periaatteella tarkoitetaan sitä, että laite tai järjestelmä joutuu laitoksen turvallisuuden kannalta mahdollisimman edulliseen tilaan, jos se menettää käyttövoimansa, esimerkiksi sähkön tai paineilman. Tätä periaatetta käytetään muun muassa turvallisuusjärjestelmät käynnistävän suojausjärjestelmän suunnittelussa. Sähkönsyötön menetys johtaa yleensä suojausehdon laukeamiseen, jolloin suojausjärjestelmä käynnistää kyseisen turvallisuusjärjestelmän (lepovirtaperiaate).

Käyttöhäiriöiden ja oletettujen onnettomuuksien hallinnan alkuvaiheessa tarvittavien turvallisuustoimintojen pitää käynnistyä automaattisesti. Automaattisesti käynnistyvien toimintojen tulee taata reaktorin pitäminen hallitussa tilassa niin kauan, että ohjaajille jää riittävästi harkinta-aikaa oikeiden tilannetta parantavien toimenpiteiden tekemiseksi. Esimerkiksi Olkiluodon voimalaitoksen suunnitellut Asea Atom noudatti järjestelmällisesti niin sanottua 30 minuutin sääntöä, eli puolen tunnin kuluessa tarvittavien turvallisuustoimenpiteiden tuli käynnistyä automaattisesti. STUKin julkaiseman ohjeen YVL 1.0 mukaan harkinta-ajan riittävä pituus tulee arvioida laitokselle tehtyjen onnettomuuksien ja inhimillisten toimintojen analyysien perusteella. Ohjaajien on voitava jo aikaisemmin

---

<sup>3</sup> Reaktorin saattamista alikriittiseksi sanotaan sammuttamiseksi tai, varsinkin viimeaikaisessa säännöstössä, pysäyttämiseksi.

käynnistää turvallisuustoimintoja käsin, jos se ohjaajien tilannearvion mukaan on tarpeellista. Suojausjärjestelmän käynnistämää turvallisuustoimintoa ei kuitenkaan voi pysäyttää valvomosta, ellei suojausjärjestelmän valvoma toiminta (parametri) ole palannut normaalille alueelle.

## Lentokonetörmäykset

Suojarakennuksen sekä sitä ympäröivän ulomman suojarakennuksen tai reaktorirakennuksen tehtävänä on myös suojata reaktoria ja turvallisuusjärjestelmiä ulkoisilta uhkatekijöiltä, joita ovat muun muassa äärimmäiset sääolosuhteet, lentävät esineet, räjähdykset, palavat ja myrkylliset kaasut sekä tahallinen vahingoittaminen. Vastaavat vaatimukset koskevat myös muita turvallisuusjärjestelmiä sisältäviä rakennuksia kuten valvomorakennusta ja dieselgeneraattorirakennusta.

New Yorkissa ja Washingtonissa 11.9.2001 kaapatuilla matkustajalentokoneilla tehtyjen terrori-iskuisten jälkeen on keskusteltu paljon siitä, miten ydinvoimalaitokset selviäisivät vastaavista iskuista. Lentokonetörmäykset eivät ole olleet Suomen ydinvoimalaitosten suunnitteluperusteena. Tehtyjen analyysien mukaan laitosten massiiviset betonirakenteet kuitenkin suojaavat reaktoria ja turvallisuusjärjestelmiä niin hyvin, että edes suuren matkustajakoneen törmäys ei johtaisi välittömään reaktorivaurioon ja radioaktiivisten aineiden päästöön. Reaktori todennäköisesti saataisiin törmäyksen jälkeen pysäytettyä ja primaaripiirin paine alennettua. Ei kuitenkaan voida taata, että kaikki jälkilämmön poistoon tarvittavat järjestelmät säilyisivät toimintakykyisinä törmäyksessä ja siihen liittyvässä lentokoneen polttoaineen aiheuttamassa tulipalossa. Muutaman tunnin aikaviiveellä radioaktiivisten aineiden päästö olisi siten mahdollinen.

Eräissä tiheään asutuissa maissa, joissa myös siviili- ja sotilasilmailu on vilkasta, on uusimpien ydinvoimalaitosten suunnittelussa varauduttu lentokoneiden törmäykseen. Esimerkiksi Saksassa ja Sveitsissä suunnittelun perusteena on ollut hävittäjälentokoneen törmäys ja Belgiassa suurrehkon matkustajakoneen törmäys. Vaatimus on koskenut ensisijaisesti törmäyksen aiheuttamaa välitöntä mekaanista räsitystä eikä niinkään polttoaineen mahdollisesti aiheuttaman tulipalon vaikutuksia. Terrori-iskuisten jälkeen turvallisuusvaatimuksia on Suomessa tiukennettu niin, että mahdollinen uusi ydinvoimalaitos tulee rakentaa kestävästi matkustajalentokoneen törmäys ilman, että siitä aiheutuu merkittävää radioaktiivisten aineiden päästöä.

### 3.5 Käytönaikainen turvallisuuden varmistaminen

---

#### Tarkastus- ja koestusohjelmat

Ydinvoimalaitoksen turvallisuutta varmistetaan syvyysuuntaisen puolustuksen periaatteella (kohta 3.4). Ensimmäinen puolustustaso on laitoksen luotettava normaalikäyttö, jolloin poikkeamia tavanomaisista käyttötilanteista esiintyy hyvin harvoin. Luotettava käyttö edellyttää järjestelmien, rakenteiden ja laitteiden kestävyyttä ja toimintavarmuutta. Laitos on suunniteltu siten, että kaikkia luotettavaan käyttöön ja turvallisuuden varmistamiseen tarvittavia osia voidaan huoltaa, tarkastaa ja testata riittävän usein.

Tarkastusten ja testausten laajuudelle ja toistamiselle sekä käytettäville menetelmille asetettavat vaatimukset perustuvat pääosin järjestelmien, rakenteiden ja laitteiden turvallisuusluokitukseen (kohdat 2.4 ja 10.3). Oleellista taustatietoa tarkastusten kohdentamiseen antaa eri rakenne- materiaaleille tyyppillisten vauriomekanismien tuntemus. Materiaalien kestävyteen vaikuttavat erilaiset ympäristöolosuhteet, esimerkiksi putkistossa virtaavan veden kemiallinen koostumus, virtausolosuhteet ja lämpötila. Rakennetta kuormittavat myös paineesta ja sen vaihteluista johtuvat staattiset ja dynaamiset kuormat, lämpötilan muutoksista johtuvat jännitykset, erityisesti lämpötilan jaksottaisesta heilahtelusta aiheutuvat materiaalia väsyttävät kuormitukset, ja valmistuksesta peräisin olevat jännösjännitykset.

Tarkastuskohteiden valinnassa arvioidaan materiaalien vaurioalttiutta erilaisten laitosprosessin ympäristöolosuhteiden ja kuormitustekijöiden vallitessa. Uutena työkaluna tarkastuskohteiden valinnassa on alettu käyttää myös todennäköisyyspohjaista turvallisuusanalyysiä (kohta 3.7).

Kaikille laitoksen painesäiliöille, putkistoille, pumpuille, venttiileille, sähkö- ja automaatiolaitteille sekä muille rakenteille tehdään määräajoin toistuvia tarkastuksia. Painelaitteiden määräaikaistarkastukset ovat pääasiassa visuaalisia tarkastuksia, joita voidaan tarvittaessa täydentää käyttämällä erilaisia rikkomattomia aineenkoetusmenetelmiä kuten ultraäänikuvausta, röntgenkuvausta ja tunkeumanestetarkastuksia. Painelaitteiden määräaikaistarkastuksiin liittyy yleensä myös laitteelle tehtävä painekoe. Ydinvoimalaitoksen tärkeimpiin turvallisuusluokkiin 1 ja 2 kuuluville laitteille ainetta rikkomattomilla menetelmillä tehtävistä määräaikaistarkastuksista STUK on antanut erilliset yksityiskohtaiset ohjeet, jot-

ka sisältävät myös tarkastusmenetelmiä ja tarkastusten suorittajia koskevia vaatimuksia.

Ydinvoimalaitoksen järjestelmien ja laitteiden luotettavasta toiminnasta varmistutaan myös määrääjain toistettavilla toiminnallisilla kokeilla. Turvallisuuden kannalta tärkeät kokeet toistoväleinen on määritelty laitoksen turvallisuusteknisissä käyttöehdoissa (TTKE). Näiden määrääaikaiskokeiden tekemistä varten on laadittu koeohjelmat ja -ohjeet, joissa on esitetty kokeisiin liittyvät toimenpiteet, hyväksymiskriteerit ja koeaika-aulut. Kokeita voidaan tietyille järjestelmille ja laitteille tehdä myös laitoksen normaalin käynnin aikana, mutta osa kokeista vaatii tehonalennuksen ja osa on tehtävä reaktorin ollessa pysäytettynä.

Turvallisuuden kannalta tärkeiden järjestelmien, laitteiden ja rakenteiden eheyden ja luotettavan toiminnan varmistamiseksi on lisäksi laadittu ennakkohuolto- ja kunnonvalvontaohjelmat, jotka sisältävät yksityiskohtaiset laitekohtaiset huolto- ja valvontatoimenpiteet. Ohjelmat perustuvat valmistajalta saatuihin suosituksiin sekä käyttökokemuksista kerättyyn tietoon.

Ydinvoimalaitoksille ei suomalaisessa lupakäytännössä ole ennalta määrättyä tiettyä käyttöikää. Olkiluodon laitoksen käyttölupa on tällä hetkellä voimassa vuoden 2018 loppuun saakka ja Loviisan laitoksen vastaavasti vuoden 2007 loppuun. STUK arvioi kuitenkin käyttöluvista riippumatta noin kymmenen vuoden välein tehtävässä yksityiskohtaisessa turvallisuusarviossa laitosten tilaa ja edellytyksiä niiden käytön jatkamiseksi. Eräänä oleellisena käytön jatkamisen edellytyksenä on, että laitoksen kaikkien laitteiden kunnosta ja mahdollisista ikääntymisoireista on ajan tasainen tieto. Tästä syystä laitoksilla tulee olla systemaattiset menettelytavat, joilla kerätään kaikkia rakenteita ja laitteita koskevat testaus- ja tarkastustulokset, huoltotoimenpiteet, korjauksia ja laitevaihtoja koskevat tiedot, laitteiden käyttöön liittyvät erityispiirteet sekä kyseistä laite-tyyppiä koskevat yleiset käyttökokemukset. Tällaiset tietojärjestelmät ovat laitoksen käyttöiän hallinnan olennainen peruspilari.

## Käyttökokemusten hyödyntäminen

Ydinvoimalaitoksilla tehdään jatkuvasti käyttö- ja kunnossapitotoita, kuten koestuksia, huoltoa, korjauksia ja muutostöitä. Laitoksilla esiintyy myös laitevikoja ja käyttö- ja kunnossapitotoimintaan liittyviä ihmisen sekä organisaation toiminnan virheitä. Valtaosa vioista ja virheistä ei vaikuta sanottavasti laitosten turvallisuuteen. Niistä kertyy

kuitenkin kokemuksia, joita voidaan hyödyntää laitoksen turvallisuuden varmistamisessa.

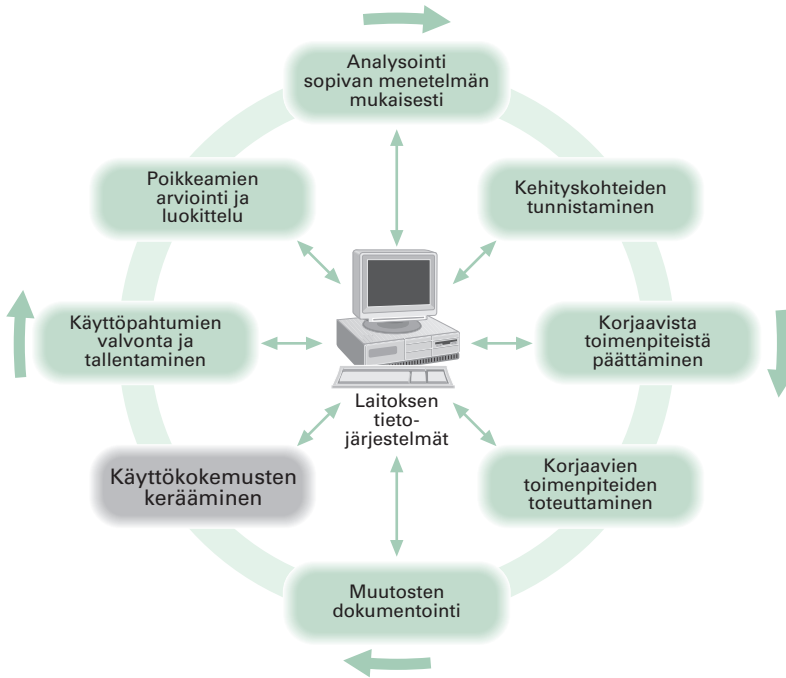
Käyttökokemusten hyödyntämiseksi ydinvoimalaitosten käyttötapauksista otetaan oppia haitallisten tapahtumien toistumisen estämiseksi. Laitosten kesken vaihdetaan tietoja myös hyviksi havaituista käytännöistä toimintojen tehostamiseksi tai niiden suorittamiseksi turvallisemmin.

Käyttökokemusten hyödyntäminen on ydinvoimalaitoksen turvallisen ja luotettavan toiminnan keskeinen edellytys. Tehokkaasti toimiva käyttöorganisaatio pystyy oppivan organisaation periaatteiden mukaan parantamaan toimintaansa sekä omalla että muilla laitoksilla sattuneista vioista ja virheistä sekä myös hyvistä käytännöistä kertyneiden käyttökokemusten perusteella.

Käyttökokemusten hyödyntämisen perusta on tapahtumien ja toiminnallisten puutteiden tunnistaminen ja käsittely. Tapahtumatietojen rekisteröimiseksi ja dokumentoimiseksi tarvitaan välineet ja menettelyt, joilla turvallisuuden kannalta merkittävimmät tapahtumat tunnistetaan ja tarvittavat tiedot niiden analysoimiseksi tallennetaan. Jotta käyttökokemusten hyödyntäminen olisi tehokasta, koko organisaation on tarpeellista osallistua toimintaan. Tapahtumien avoin raportointi on tärkeää myös silloin, kun niihin liittyy inhimillisiä virheitä tai puutteita organisaation toiminnassa.

Tunnistetut tapahtumat luokitellaan siten, että laitoksen turvallisuuden kannalta merkittävimmät tapahtumat tutkitaan ja käsitellään perusteellisesti. Tapahtumien tutkinnassa selvitetään tapahtumien kulku, turvallisuusmerkitys ja syyt sekä määritetään niiden perusteella mahdolliset kehityskohteet ja korjaavat toimenpiteet tapahtuman toistumisen estämiseksi. Tapahtumien tutkintaan kuuluu usein niin sanottu perussyyanalyysi, jonka avulla selvitetään tapahtuman välittömät syyt sekä tapahtuman syntyyn oleellisesti vaikuttaneet tekijät. Tapahtumien perussyiden selvittäminen on tärkeää puutteiden korjaamiseksi ja tapahtumien toistumisen estämiseksi.

Käyttökokemusten hyödyntäminen on jatkuva prosessi, joka esitetään kuvassa 3.3. Tapahtumien toistuvuutta arvioidaan käyttötapauksien historian perusteella. Myös korjaavien toimenpiteiden toteutumista seurataan ja niiden tehokkuutta tapahtumien toistumisen estämisessä arvioidaan. Tapahtumiin liittyvät tiedot tallennetaan tietokantoihin. Myös suurten tapahtumamäärien jälkiarviointi on tärkeää tapahtumien taustalla olevien mahdollisten yleisluontoisten ongelmien tunnistamiseksi, sillä ne eivät välttämättä selviä yksittäisten tapahtumien tutkinnan yhteydessä.



**KUVA 3.3 Käyttökokemusten hyödyntäminen**

Kansallisesti ja kansainvälisesti on sovittu käyttötapahtumatietojen jakamisesta ydinenergiaa käyttävien organisaatioiden ja valvovien viranomaisten kesken. Tavoitteena on estää yhdellä laitoksella sattuneiden tapahtumien toistuminen muilla laitoksilla. Kansainvälisistä käyttökokeumusrekistereistä ja -järjestöistä laajimpia ovat viranomaisten IRS-järjestelmä (Incident Reporting System) IAEA:n ja OECD:n ydinenergiajärjestön NEAn puitteissa sekä voimayhtiöiden välisen WANO-järjestön (World Association of Nuclear Operators) sisäinen tiedonvaihto. Tärkeitä ovat myös samantyyppisiä laitoksia käyttävien organisaatioiden keskinäiset yhteistyöelimet.

## Henkilöstön pätevyyden varmistaminen

Ydinvoimalaitoksen turvallisuuden edellytyksenä on, että sen henkilökunnalla on tehtäviensä edellyttämä korkea ammattitaito ja riittävät tiedot laitoksen turvallisuutta koskevista vaatimuksista. Vaadittava peruskoulutus ja työkokemus on määritelty tehtäväkohtaisesti. Lisäksi työhönottovaiheessa selvitetään henkilöiden terveydellinen sopivuus työtehtävään.

Turvallisuuden kannalta oleellisissa tehtävissä toimivien henkilöiden koulutusohjelmaan sisältyy laaja ydintekniikan ja ydinturvallisuuden periaatteiden, ydinvoimalaitoksen suunnitteluperiaatteiden ja käyttötoiminnan koulutus sekä työharjoittelu. Loviisan ja Olkiluodon ydinvoimalaitoksilla on käytössä koulutussimulaattori, jolla voidaan harjoitella toimintaa häiriö- ja onnettomuustilanteissa. Henkilökunnalle järjestetään jatkuvaa kertauskoulutusta sekä laitoksen tekniikan ja toimintatapojen kehittämisen vaatimaa täydennyskoulutusta.

STUK on asettanut kelpoisuusehtoja ydinenergian käyttöön osallistuville henkilöille ja valvoo myös näiden kelpoisuusehtojen täyttämistä. Ydinvoimalaitoksen vastuullinen johtaja ja tämän varamiehet hyväksytään heidän koulutustaan ja kokemustaan koskevien arvioiden pohjalta.

Ydinvoimalaitoksen päävalvomossa toimivalla henkilökunnalla (operaattoreilla) on keskeinen asema laitoksen turvallisen käytön kannalta. Valvomon henkilökuntaan kuuluu normaalisti vuoropäällikkö ja kaksi ohjaajaa (reaktorimestari ja turbiinimestari/-teknikko). Käyttövuoroon kuuluu yleensä myös kaksi laitostiloissa käyttötehtäviä hoitavaa vuoromiestä sekä palo- ja pelastushenkilöstöä. Vuoropäälliköille ja ohjaajille pidetään sekä kirjallinen että suullinen kuulustelu ja heiltä edellytetään työtaidon osoitus, ennen kuin he saavat luvan toimia tehtävässään. Kuulustelut uusitaan vähintään kolmen vuoden välein.

## Turvallisuuskulttuuri

Koko voimayhtiön organisaation tulee toimia niin, että laitoksen turvallisuus varmistetaan jokaisella tasolla ja jokaisen toimenpiteen yhteydessä. Organisaatiossa vallitsevan kulttuurin merkitys turvallisuudelle on tunnistettu Tshernobylin onnettomuuden yhteydessä. Tokaimuran polttoainetehtaalla 1999 sattunut onnettomuus korosti edelleen organisaation toimintatapojen ja kulttuurin merkitystä turvallisuuden kannalta. Nykyään eri maiden ydinturvallisuusviranomaiset ja voimayhtiöt pyrkivät yhdessä kehittämään kriteereitä ja tunnusmerkkejä sille, mikä on hyvää turvallisuuskulttuuria<sup>4</sup>.

<sup>4</sup> IAEA:n määritelmän mukaan turvallisuuskulttuuri muodostuu organisaation toimintatavoista ja yksityisten ihmisten asenteista, joiden tuloksena ydinvoimalaitosten turvallisuuteen vaikuttavat tekijät saavat kukin tärkeytensä edellyttämän huomion ja ovat etusijalla päätöksiä tehtäessä. (INSAG-4, 1991)

Ydinvoimalaitoksen käytön sekä huolto- ja korjaustöiden yhteydessä tarkkaavaisuus ja täsmällisyys ovat välttämättömiä. Tavoitteena on toisaalta suojata laitteita häiriöiltä ja toisaalta suojata työntekijöitä säteilyltä. Kaikki työt on tehtävä huolella, ja työn tekijän on oltava selvillä kullekin tehtävälle asetetuista vaatimuksista. Erityisesti voimayhtiön henkilöstökoulutuksessa korostetaan sitä, että kaikki epäilyt virheistä tai vioista ilmoitetaan ja tarkistetaan. Käytännössä on esiintynyt tilanteita, joissa työntekijä on ollut epävarma siitä, onko avoimeen putkistoon huollon aikana pudonnut työkalu. Hän on ilmoittanut epäilyistään ja putkisto on avattu ja tarkistettu. Vaikka epäily osoittautui vääräksi ja putkisto oli puhdas, työntekijä sai myönteistä palautetta toiminnastaan. Vaikka laitoksen seisominen huoltoa varten merkitsee taloudellista menetystä, ei kiireen vuoksi saa ottaa mitään turvallisuusriskejä.

Suomalaisessa ydinvoimayhteisössä vahvaa turvallisuuskulttuuria ei rakenneta vain sääntöjen noudattamiselle. Voimalahenkilöstön koulutuksessa ja käytännön työssä korostetaan sitä, että jokainen hallitsee työnsä ja ymmärtää tehtävänsä. Ennen käyttö- tai huoltotoimenpidettä on varmistettava, että sen suorittaja ymmärtää tehtävänsä merkityksen: mitä ja miksi hän tekee ja mihin toimi vaikuttaa. Harvoin suoritettavat koestukset tai ohjaustoimet tulee käydä läpi ryhmän kesken ennen toimien aloittamista. Käytännössä työntekijät itse myös esittävät, milloin näin on syytä tehdä.

Ohjeiden ajantasaisuus ja ymmärrettävyys on tärkeä perusta turvallisuudelle. Jotta käyttö- ja kunnossapitohenkilöstö tuntee ja ymmärtää ohjeet ja sitoutuu niiden noudattamiseen, he myös osallistuvat ohjeiden ylläpitämiseen. Ohjeen uusiminen voi lähteä siitä, että sen käyttäjä haluaa kirjoittaa sen paremmin ymmärrettäväksi tai parantaa toiminnan sujuvuutta. Kaikki esitetyt ohjemuutokset käyvät läpi laajan tarkastusierroksen eri aloista vastaavien asiantuntijoiden keskuudessa, jotta kaikki muutoksen vaikutukset tulisi huomioida.

Organisaation kulttuuriin vaikuttaa hyvin paljon se, miten sitä johdetaan. Johdon asettamat painopisteet ja sen toimissa ilmenevät arvot ja odotukset ohjaavat henkilöstön toimintaa. Organisaation rakenne, henkilöresurssien riittävyys ja hyvin suunniteltu työnjako ovat perustana sille, että tehtävät ovat mielekkäitä ja motivoivia. Sanallisesti ilmaistujen arvojen ohella johdon oma esimerkki havaitaan herkästi ja sillä on suuri vaikutus. STUK pyrkii edistämään hyvää turvallisuuskulttuuria ja valvoo myös voimayhtiöiden turvallisuusjohtamista.



### 3.6 | Käyttöiän hallinta

Ydinvoimalaitoksen laitteisiin ja rakenteisiin kohdistuu käytön aikana rasituksia ja ympäristövaikutuksia, joiden johdosta rakenneaineiden ominaisuudet ajan mittaan heikkenevät. Tähän on varauduttu määrittelemällä laitteille käyttöolosuhteisiin parhaiten soveltuvat rakenneratkaisut ja korkeat laatuvaatimukset. Toimintakyvyn säilyminen riittävin turvamarginaalein myös häiriö- ja onnettomuustilanteissa on testattu ja analysoitu ennen käyttöönottoa, ja käytön aikana siitä varmistutaan määräajoin tehtävillä tarkastuksilla ja kokeilla sekä tarkkailemalla jatkuvasti laitteiden kuntoa ja todellisia käyttöolosuhteita.

Osa ydinvoimalaitosten pääkomponenteista, kuten reaktoripainesäiliö, on suunniteltu kestäämään koko laitoksen käyttöiän. Toisaalta monet ydinvoimalaitoksilla käytettävistä laitteista on suunniteltu vaihdettaviksi laitoksen käyttöiän aikana niin, ettei toimintakykyyn vaikuttavia muutoksia ehdi tapahtua. Koko laitoksen käyttöiän kannalta ratkaisevaa on sellaisen suurten laitteiden ja rakenteiden ikääntyminen, joita ei ole suunniteltu vaihdettaviksi.

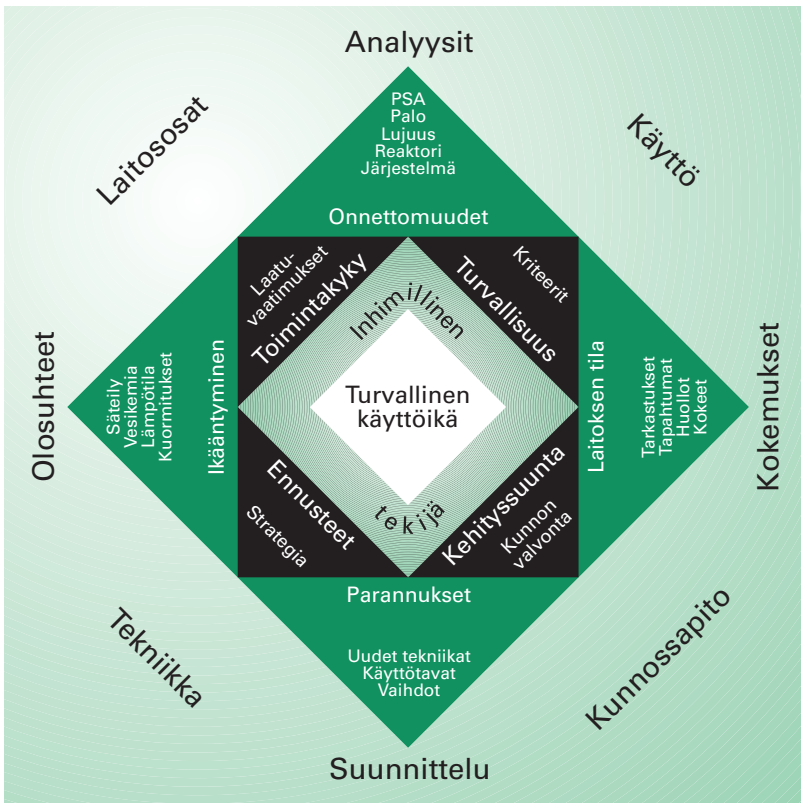
Useimmat maailman käytössä olevista ydinvoimalaitoksista ovat jo suhteellisen vanhoja, esimerkiksi Suomen ydinvoimalaitokset on otettu käyttöön vuosina 1977–1981. Ne ovat 2000-luvun alkaessa tulleet elinkaarensa vaiheeseen, jossa on kiinnitettävä entistä enemmän huomiota laitosten ikääntymiseen ja käyttöiän systemaattiseen hallintaan. Ennakkohuollot ja peruskorjaukset on kohdennettava ottamalla huomioon kunkin laitteen ja rakenteen merkitys turvallisuudelle sekä korjaamisen tai vaihtamisen teknistaloudelliset edellytykset. Käyttötapoja on kehitettävä tarpeettomien rasitusten välttämiseksi. Investoinnit on suunniteltava hyödyntämällä käyttökokemuksia ja uuden tekniikan tuomia mahdollisuuksia sekä tekemällä yhä tarkempia ennusteita odotettavissa olevista ikäänntymisilmiöistä. Nämä ennusteet samoin kuin riittävän pitkältä aikaväliltä kertyneet tiedot laitoksen fyysisestä tilasta ovat välttämättömiä tuleville arvioinneille käytön jatkamisen edellytyksistä.

Suomalaisessa viranomaisvalvonnassa käyttöiän hallinta kuuluu kymmenen vuoden välein tehtävissä turvallisuusarvioissa käsiteltäviin asiakokonaisuuksiin. Ikääntymiskäsitteen piiriin luetaan myös sinänsä käyttökuntoisten laitteiden tekninen vanhanaikaistuminen. Tämä on erityisen merkittävää sähkö- ja automaatiojärjestelmissä ja saattaa vaikeuttaa muun muassa varaosien saatavuutta. Muita käyttöiän hallintaan liittyviä yleisiä kysymyksiä ovat tarvittavan tietotaidon ylläpito sekä yleensäkin

laitosten henkilöstön ikääntyminen. Ydinvoimalaitoksen turvallisuuden säilymiseen ja käyttöön hallintaan liittyviä tekijöitä on havainnollistettu kuvassa 3.4.

## Ikääntymisilmiöt

Suomen ydinvoimalaitoksia rakennettaessa hyödynnettiin silloin käytävissä olevat ulkomaiset kokemukset kevytvesireaktorityyppisten ydinvoimalaitosten ikääntymisestä. Kaupallisen käytön aikana on eräiden ikääntymisilmiöiden havaittu etenevän todellisissa käyttöolosuhteissa odotettua nopeammin. Seuraavassa tarkastellaan vaihdettavuutta ajatellen ratkaisevassa asemassa olevien painelaitteiden tärkeimpiä ikääntymisilmiöitä noudattaen pääjaottelua korroosio-, väsymis- ja vanhene- misilmiöihin.



**KUVA 3.4** Ydinvoimalaitoksen turvallisuuden säilymiseen ja käyttöön hallintaan liittyviä tekijöitä

## Korroosio

Jäähdytteen kanssa kosketuksessa olevilla rakenneaineilla voi esiintyä usean tyyppisiä korroosioilmiöitä. Syöpyneen metallin ulkonäön ja syöpymistavan perusteella erotetaan muun muassa yleinen eli tasainen korroosio, pistekorroosio, rako- ja piilokorroosio, galvaaninen korroosio ja jännityskorroosio. Esimerkiksi austeniittisen kiderakenteen omaavassa ruostumattomassa teräksessä raerajoja pitkin etenevä jännityskorroosio on aiheuttanut 1970-luvulta lähtien BWR-laitosten primaaripiirin putkistoihin huomattavia ongelmia. Sen perusedellytyksiä ovat staattinen vetojännitystila, herkistynyt materiaali sekä happipitoinen ja hapettavia epäpuhauksia sisältävä vesikemia. Ilmiö voidaan estää johonkin näistä kolmesta tekijästä vaikuttamalla, sillä yhdenkin puuttuessa sitä ei esiinny. Herkistymisen aiheuttaa lämpötilavälillä 500–900 °C tapahtuva hidas jäähtyminen esimerkiksi hitsauksen yhteydessä. Sen seurauksena seosaineena oleva kromi ja hiili muodostavat raerajoilla kromikarbideja ja siten kromista köyhtyneitä vyöhykkeitä, jolloin syntyy sähkökemialliset edellytykset raerajoja pitkin verkkomaisesti etenevälle korroosiolle ja säröytymiselle. Hapetta BWR:n primaarijäähdytteeseen syntyy veden radiolyytisistä hajoamisesta reaktorissa, vetojännitystila taas johtuu pääasiallisesti hitsausliitoksissa esiintyvistä jäännösjännityksistä. Olkiluodon ydinvoimalaitoksella raerajajännityskorroosiosta tehtiin vuosina 1983–1992 yhteensä 16 korjauksiin johtanutta havaintoa. Niiden johdosta tarkastusohjelmia on laajennettu ja kummallakin laitoksiköllä on vaihdettu ilmiölle altteimpia putkisto-osuuksia yli 200 metrin pituudelta materiaaliltaan vähemmän hiilipitoiseksi.

Sekundaaripiirin painelaitteiden haitallisimmaksi ikääntymisilmiöksi on osoittautunut eroosiororroosio, jonka kohteena ovat vähän seosaineita sisältävät, kiderakenteeltaan ferriittiset teräkset eli tavanomaiset rakenne-teräkset. Eroosiororroosiolle on ominaista materiaalia tavanomaiselta korroosiolta suojaavan oksidikalvon kulumisen virtauksen vaikutuksesta, jolloin korroosio pääsee etenemään. Ilmiötä luultiin pitkään mahdolliseksi vain kostean höyryn tapauksessa, kunnes USA:ssa 1980-luvun lopulla sattuneet onnettomuudet osoittivat, että myös pyörteisen vesivirtauksen eroosiovaikutus voi olla riittävä. Kulumisnopeuteen vaikuttavia tekijöitä ovat virtauksen nopeus ja pyörteisyys, lämpötila, happamuus (pH), happipitoisuus sekä materiaalin kemiallinen koostumus. Loviisan voimalaitoksella eroosiororroosio aiheutti syöttövesiputken katkeamisen vuonna 1990 ja 1993. Tapausten johdosta on tarkastusohjelmia laajennettu ja vaurioaltteimpien putkiosuuksien materiaali vaihdettu kromipitoisemmaksi. Laitosten modernisointiohjelmien yhteydessä siirryttiin myös vuo-

sina 1994 ja 1995 käyttämään koko sekundaaripiirissä emäksistä jäähdytysvettä vesikemian oltua aiemmin neutraali. Olkiluodossa turbiinipuolen putkistoa on vaihdettu hiiliteräksestä eroosiokorroosiolle vastustuskykyiseen ruostumattomaan teräkseen.

## Väsyminen

Väsyminen syntyy vaihtelevan kuormituksen alaisen laitteen rasitetuimpien kohtien paikallisista edestakaisista muodonmuutoksista. Varsinaista väsymismurtumaa ja siihen liittyvää särönkasvua edeltää huomattavasti pitemmän aikaa kestävä särön ydintymisvaihe, joten väsymismurtuma voi syntyä ennalta arvaamatta hyvinkin pitkään käytössä olleessa laitteessa. Käyttöympäristö, esimerkiksi korkeassa lämpötilassa oleva vesi, voi kiihdyttää ilmiötä. Tällöin puhutaan korroosioväsymisestä.

Ydinvoimalaitosten tärkeimpien painetta kantavien laitteiden väsymisriskit tarkastellaan jo suunnitteluvaiheessa esitettävillä lujuusanalyysillä. Niissä eritellään laitteeseen kohdistuvat toistuvat kuormitustilanteet lukumäärineen ja lasketaan niiden johdosta eri kohtiin syntyvä väsymiskertymä. Väsyttävät kuormitukset aiheutuvat yleensä lämpötilan muutoksista tai epätasaisesta jakautumisesta. Tyypillisiä väsyttävien kuormitusten esiintymistilanteita ovat primaaripiirin lämmitykset ja jäähdytykset esimerkiksi laitoksen käynnistysten ja pysäytysten yhteydessä sekä määrääkaiskokeet ja pikasulut. Tällaisista tapahtumista pidetään käytön aikana kirjaa. Rasitetuimpiin kohtiin sijoitetaan lämpötila- ja venymäantureita väsymisen jatkuvaa seurantaa varten. Käyttökokemuksissa on kuitenkin ilmennyt myös suunnitteluvaiheen tarkasteluihin sisältymättömiä paikallisia väsymisilmiöitä, jotka ovat aiheuttaneet säröjä ja vuotoja Suomenkin ydinvoimalaitoksilla.

Ydinvoimalaitoksilla esiintyneistä väsymisilmiöistä mainittakoon eri lämpötilassa olevien virtausten kohtaaminen haaroituksissa ja siitä johtuvat lämpötilaheilahtelut sekä lämpötilakerrostumisilmiö kylmemmän kohtaavan virtauksen asettuessa vaakasuorassa putkessa tiheyseron vuoksi alimmaiseksi. Näitä termisiä väsymisilmiöitä selvitetään mittaamalla putken ulkopinnan lämpötiloja. Putkistoihin voi aiheutua haitallista väsymistä myös värähtelystä. Niitä on seurattu ja vähennetty jo koe-käyttöjen aikana. Ydinvoimalaitosten tehonkorotusten yhteydessä on lisäksi varmistuttu siitä, että värähtelyt pysyvät virtausnopeuksien kasvessa hyväksyttävällä tasolla.

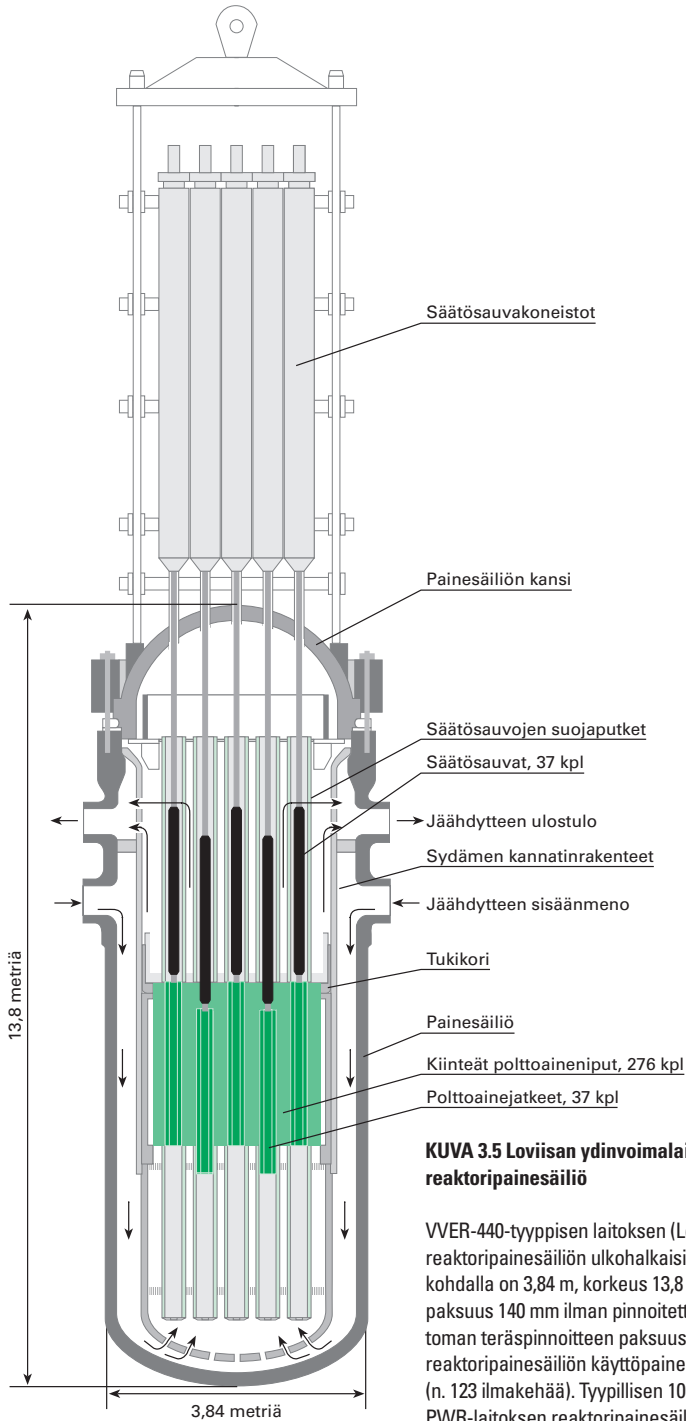
## Vanheneminen

Ydinvoimalaitoksilla turvallisuuden kannalta merkittävin rakenneaineiden mekaanisten ominaisuuksien heikkenemiseen eli vanhenemiseen liittyvä ilmiö on reaktoripainesäiliön säteilyhaurastuminen, jota käsitellään seuraavassa kohdassa. Muista vanhenemisilmiöistä huolenaiheeksi on nousemassa primaaripiirin austeniittisesta valuteräksestä valmistettujen osien terminen haurastuminen. Siihen liittyvä sitkeysarvojen heikkeneminen on voimakkainta 475 °C:n lämpötilassa, mutta ilmenee hitaampana myös PWR-laitosten primaaripiirin käyttölämpötiloissa. Ilmiö johtuu valmistusprosessin yhteydessä syntyvästä osin ferriittisestä kiderakenteesta ja voi olla haitallinen sen tilavuusosuuden ylittäessä 15 prosenttia. Tällöin normaalisti saarekkeina esiintyvä ferriitti voi muodostaa myös koko seinämänpaksuuden läpi ulottuvia polkuja, joissa materiaalin sitkeys on alentunut. Loviisan ydinvoimalaitoksella matala ferriittipitoisuus ja primaaripiirin matala käyttölämpötila alentavat haurastumisnopeutta. Ilmiötä kuitenkin tutkitaan, sillä nykyisillä menetelmillä austeniittisten valuterästen eheyttä ei voida tarkastaa niin luotettavasti kuin haurastumisen suhteen olisi edellytettävä.

## Reaktoripainesäiliö

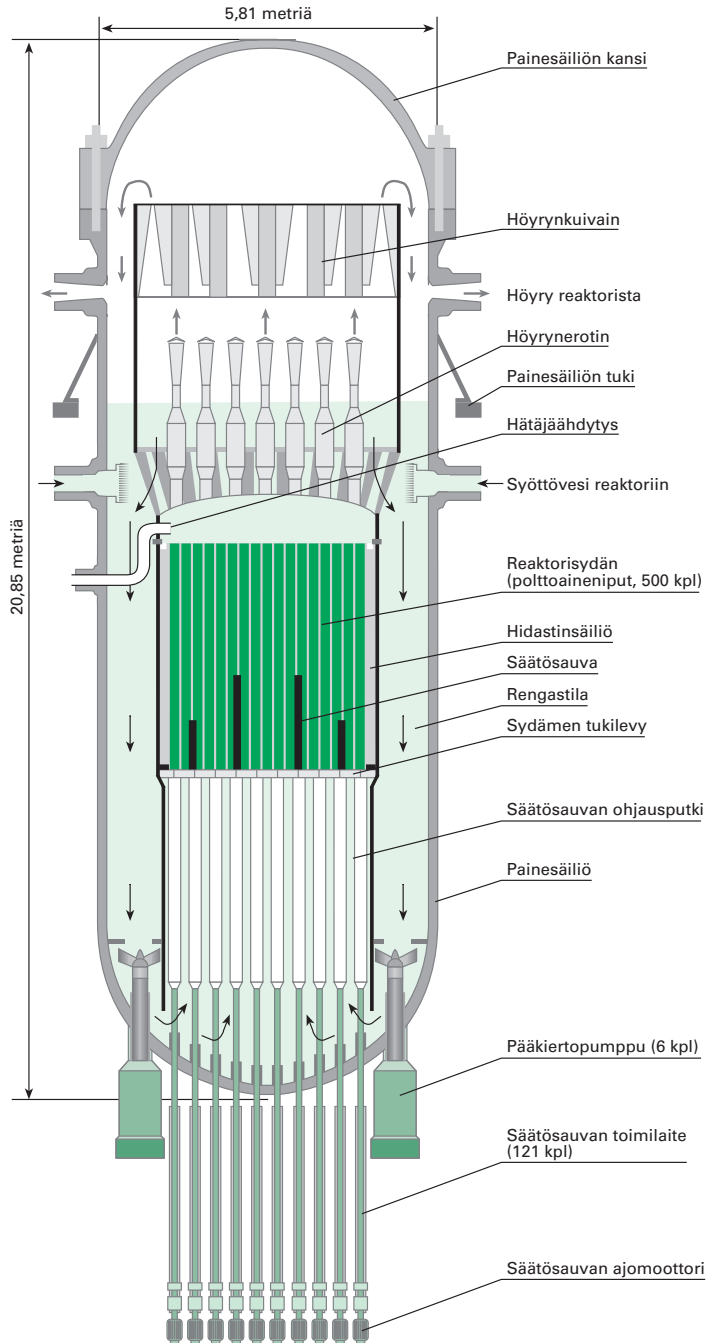
Reaktoripainesäiliö<sup>5</sup> on kevytvesireaktoreiden tärkein painelaite. Reaktoripainesäiliön suureen murtumaan ei ole varauduttu laitoksen turvallisuusjärjestelmien suunnittelussa, joten sen eheyden säilymisestä on varmistauduttava äärimmäisen huolellisesti. Reaktoripainesäiliön käyttöpaine on tyypistä riippuen yleensä 7–15 MPa. Kevytvesireaktoreiden reaktoripainesäiliöt valmistetaan ferriittisestä teräksestä, jota on lämpökäsitelty nuorruttamalla sitkeys- ja lujuusominaisuuksien parantamiseksi. Länsimaissa ja Venäjällä käytetyt terästen seosaineet poikkeavat jonkin verran toisistaan. Painesäiliön sisäpinnalla on 5–9 mm paksu ruostumattomasta teräksestä hitsattu pinnoite. VVER-440-tyyppisen painevesilaitoksen sekä kiehutusvesilaitoksen reaktoripainesäiliön rakenne ja päämitat ilmenevät kuvista 3.5 ja 3.6.

<sup>5</sup> Aikaisemmin käytetty termi oli reaktoripaineastia. Vuonna 2002 voimaan tullessa uudessa painelaitelainsäädännössä ei käytetä enää termiä paineastia. Yleisnimityksenä paineenalaisille laitteille on painelaite ja paineenalaisista säiliöistä käytetään nimitystä painesäiliö.



**KUVA 3.5 Loviisan ydinvoimalaitoksen reaktoripainesäiliö**

VVER-440-tyyppisen laitoksen (Loviisa 1 ja 2) reaktoripainesäiliön ulkohalkaisija sydänalueen kohdalla on 3,84 m, korkeus 13,8 m, seinämänpaksuus 140 mm ilman pinnoitetta ja ruostumattoman teräspinnoitteen paksuus 9 mm. Loviisan reaktoripainesäiliön käyttöpaine on 12,3 MPa (n. 123 ilmakehää). Tyypillisen 1000 MW:n PWR-laitoksen reaktoripainesäiliö on hiukan suurempi. Ulkohalkaisija on luokkaa 4,7 m, korkeus 13 m ja seinämänpaksuus 220 mm. Käyttöpaine on noin 15 MPa.



**KUVA 3.6 Olkiluodon ydinvoimalaitoksen reaktoripainesäiliö**

Olkiluodon BWR-laitoksen reaktoripainesäiliön ulkohalkaisija on 5,81 m, korkeus 20,85 m, seinämänpaksuus ilman pinnoitetta 134 mm, ruostumattoman teräspinnoitteen vähimmäispaksuus 3 mm ja käyttöpaine 7 MPa (noin 70 ilmakehää).

## Säteilyhaurastuminen

Reaktoripainesäiliön tärkeimpiä ikääntymisen aiheuttajia ovat neutronisäteilyn aiheuttama teräksen haurastuminen lähellä reaktorin sydäntä, metallin väsyminen vaihtelevan jännityksen alaisena sekä jännityskorroosio reaktoripainesäiliön seinämään liittyvien tai sen läpi menevien putkien liitoshitseissä.

Ydinvoimalaitosten painelaitteissa käytettävät ferriittiset teräkset ovat useimmissa käyttöolosuhteissa sitkeitä ja tällöin ne kestävät hyvinkin suuria vikoja. Kaikilla ferriittisillä teräksillä on kuitenkin se ominaisuus, että teräksen lämpötilan laskiessa niin sanotun transitiolämpötilan alapuolelle teräksen muodonmuutoskyky heikkenee ja se muuttuu hauraaksi. Jos teräkseen kohdistuu tällöin voimakas jännitys ja siinä on lisäksi riittävän suuri särö, alkaa särö kasvaa nopeasti ja rakenne murtuu.

Uuden reaktoripainesäiliön rakenneaineelle tyypillinen transitiolämpötila on alle 0 °C. Reaktorin polttoaineen uraaniytimien haljetessa syntyy nopeita neutroneita, joista osa osuu painesäiliön seinämään. Tällöin teräksen mikrorakenteessa tapahtuu muutoksia, joiden seurauksena teräksen transitiolämpötila vähitellen nousee eli tapahtuu transitiolämpötilan säteilysiirtymä. Säteilysiirtymä riippuu teräkseen osuvien neutronien lukumäärästä ja energiasta, materiaalin lämpötilasta neutronisäteilytyksen aikana, materiaalin koostumuksesta ja erityisesti siinä olevista epäpuhtauksista sekä materiaalin mikrorakenteesta. Teräksen sitkeysominaisuudet voidaan palauttaa lähes säteilytystä edeltävälle tasolle hehkuttamalla se säteilytyslämpötilaa korkeammassa lämpötilassa.

Mahdollisuudet reaktoripainesäiliön hauraaseen murtumiseen ydinvoimalaitoksen käyttö- tai häiriötilanteessa ovat olemassa, kun seuraavat edellytykset täyttyvät samanaikaisesti:

- Painesäiliömateriaalin transitiolämpötila on paikallisesti kohonnut huomattavasti alkuperäisestä arvostaan.
- Reaktoripainesäiliön haurastuneessa kohdassa on merkittävä särö.
- Reaktoripainesäiliön seinämä jäähtyy nopeasti transitiolämpötila-alueelle tai sen alapuolelle suuren häiriön tai putkirikön ja sitä seuraavan hätäjähdytyksen seurauksena.
- Jäähdytyspiirin paine on korkea häiriön aikana.

Kokemusten mukaan näiden edellytysten samanaikainen täyttyminen olisi äärimmäisen harvinaista. Tiettävästi maailman ydinvoimalaitosten



käyttöhistoriassa ei ole havaintoja niin suurista reaktoripainesäiliön sydänalueella olevista vioista eikä niin nopeista jäähtymisistä, kuin turvallisuusanalyseissä on tarkasteltu.

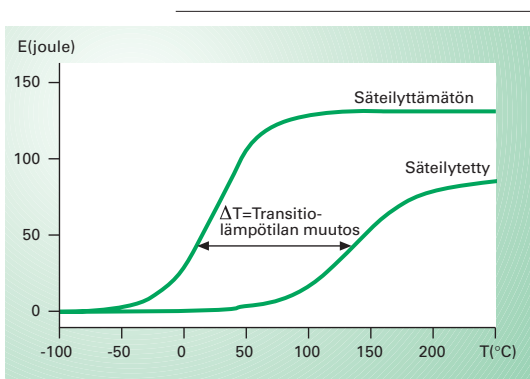
Suuri jäähtymisnopeus kasvattaa lämpötilaeroja ja jännityksiä reaktoripainesäiliön seinämässä. Sen kestävyys edellä kuvatuissa tilanteissa selvitetään lämpö- ja virtausteknisin sekä murtumismekaanisin laskelmin. Nopeaan jäähtytykseen rinnastettava tilanne vallitsee reaktorin kylmäseisokin aikana, koska kylmäseisokissa lämpötila saattaa jo sinänsä olla huomattavasti teräksen transiitolämpötilan alapuolella. Tällöin on eliminotava mahdollisuudet korkean paineen kehittymiseen reaktoripainesäiliössä.

Painevesilaitoksissa reaktoripainesäiliön kohdistuva nopeiden neutronien annos on suurempi kuin kiehutusvesilaitoksissa, koska painevesilaitoksissa reaktorin sydämen ja reaktoripainesäiliön seinämän välinen etäisyys on pienempi. Loviisan reaktoreissa tämä väli on jopa normaalia pienempi, koska reaktoripainesäiliö on suunniteltu kuljetettavaksi rautateitse. Olkiluodon laitoksella reaktoripainesäiliön seinämään kiinnitetyt pääkiertopumput kasvattavat välin poikkeuksellisen suureksi, jolloin annosnopeus jää suhteellisen pieneksi ja haurastuminen on vähäistä.

VVER-440-laitosten reaktoripainesäiliöissä haurastumisen kannalta kriittisin kohta on reaktorisydämen korkeudella oleva rengasmaisen hitsausauma, koska siinä on epäpuhtauksina säteilyhaurastumisen kannalta suuria fosfori- ja kuparipitoisuuksia.

## Toimenpiteet

Loviisa 1 -laitosyksiköllä todettiin reaktoripainesäiliön sisälle sijoitettujen materiaalinäytteiden tutkimusten perusteella kolmen vuoden käytön



jälkeen, että sydänalueella olevan hitsausauman materiaalin transiitolämpötila oli noussut ennakoitua nopeammin (kuva 3.7). Ensimmäisenä korjaavana toimenpiteenä pienennettiin nopeiden neutronien annosnopeutta korvaamalla 36 polttoaine-elementtiä reaktorisydämen reunoilla teräksisillä

**KUVA 3.7** Loviisa 1:n reaktoripainesäiliön iskutikeyden säteilysiirtymä mitattuna hitsausauma vastaavasta materiaalinäytteestä

elementeillä. Kuormitusten lieventämiseksi ja niiden todennäköisyyden pienentämiseksi molemmilla Loviisan laitossyksiköillä on tehty myös useita muita muutoksia, muun muassa hätäjähdytysvesien lämpötilaa on nostettu. Kylmänä paineistumisen estämiseksi seisokkitilanteessa laitossyksiköille on lisätty alhaisessa paineessa toimivat primaaripiiriin varoventtiilit. Reaktoripainesäiliön sydänalue tarkastetaan ultraääni- ja pyörrevirtamenetelmällä vähintään kerran kahdeksassa vuodessa, käytännössä tarkastukset on tehty useammin. Määräaikaistarkastuksissa on käytetty uusinta tekniikkaa mahdollisten säröjen löytämiseksi.

Loviisa 1:n reaktoripainesäiliön haurastunut hitsisauma hehkutettiin 475 °C:n lämpötilassa 100 tunnin ajan vuoden 1996 vaihtolatausseisokin aikana hitsimateriaalin sitkeysominaisuuksien parantamiseksi. Reaktoripainesäiliön käyttö on toistaiseksi hyväksytty vuoden 2004 vaihtolatausseisokkiin asti. Nykyisissä laskelmissa uudelleen haurastuminen hehkutuksen jälkeen on arvioitu konservatiivisesti, eli todellinen tilanne on suurella varmuudella parempi kuin laskujen tulokset osoittavat. Reaktoripainesäiliön sisällä säteilytettävien kriittistä hitsisaumaa edustavien materiaalinäytteiden ja muiden käytettävissä olevien tulosten perusteella haurastumisnopeutta tullaan arvioimaan uudelleen ennen vuotta 2004. Kirjallisuudesta saatavien säteilytysnäytteiden tulosten perusteella reaktoripainesäiliön hehkuttaminen toiseen kertaan näyttäisi olevan mahdollista. Hehkutuksen yhteydessä aloitetussa uudessa materiaalinäytteiden säteilytysohjelmassa koesauvoja on myös toisen hehkutuksen vaikutuksen tutkimuksia varten.

Loviisa 2 -laitossyksiköllä on toteutettu lähes samat toimenpiteet kuin Loviisa 1:llä lukuun ottamatta reaktoripainesäiliön käytönaikaista hehkutusta. Reaktoripainesäiliön käyttö on voitu hyväksyä vuoden 2010 latausseisokkiin asti, koska sydänalueella olevan hitsin materiaalin epäpuhtauspitoisuudet ovat pienempiä kuin Loviisa 1:llä.

Loviisan laitossyksiköiden reaktoripaineastioiden haurastuminen on jatkuva seuranta vaativa ongelma, mutta siihen on pystytty kehittämään korjaavat toimenpiteet. Tutkimustyö jatkuu edelleen etenkin uudelleen haurastumisnopeuden alueella reaktoripainesäiliön turvallisuusanalyysien tarkentamiseksi ja varmentamiseksi.

## Putkiyhteet

Olkiluodon laitossyksiköillä reaktoripainesäiliöiden yhteissä ikääntymistä aiheuttaa terminen väsyminen. Käynnistysten ja pysäytysten sekä häiriöiden aikana syöttöveden lämpötilassa tapahtuu äkillisiä muutoksia, jotka

aiheuttavat suuria jännityksiä metallin laajenemisesta ja supistumisesta johtuen. Laitosyksiköillä on toteutettu muutoksia kuormitusten pienentämiseksi. Syöttövesiyhteille tehdään tihennettyjä määräaikaistarkastuksia käyttäen uusinta tarkastustekniikkaa.

Reaktoripainesäiliön putkiyhteiden ja läpivientien liitoshitsien alueella on länsimaissa käytetty rakenneaineena myös nikkelivaltaisia seoksia. Niissä on esiintynyt jännityskorroosion aiheuttamia säröjä sekä paineettä kiehutusvesilaitoksilla. Olkiluodon ydinvoimalaitoksen reaktoripaineastioiden säröilylle alttiiden kohtien tarkastusohjelmia on tiukennettu. Loviisan reaktoripaineastioissa vastaavia seoksia ei ole käytetty.

### **Reaktoripainesäiliön sisäosat**

Reaktoripainesäiliössä on useita reaktorin toiminnan ja jäähdytyskierron kannalta tärkeitä sisäosia. Loviisan laitoksella niissä voi esiintyä neutronisäteilyn edistämää jännityskorroosiota, neutronisäteilyn aiheuttamaa sitkeyden alenemista sekä virtauksen aiheuttamista värähtelyistä johtuvaa metallin väsymistä. Sisäosat puretaan ja tarkastetaan neljän vuoden välein, ja myös niiden vaihto on mahdollista.

Olkiluodon reaktoripainesäiliön sisäosia ikäännyttäviä ilmiöitä ovat jännityskorroosio, neutronisäteilyn edistämä jännityskorroosio, neutronisäteilyn aiheuttama sitkeyden aleneminen sekä mekaaninen ja terminen väsyminen. Jännityskorroosioon vaikuttavat tekijät on käyty systemaattisesti läpi ja ilmiön uskotaan aiheuttavan enintään yksittäisiä särötapauksia. Säteilyn edistämää jännityskorroosiota koskevien selvitysten seurauksena kummankin yksikön polttoaine- ja säätösauvoja tukevat sydänristikot on vaihdettu ja sydäninstrumentoinnin suojaputkille on määritetty 10 vuoden vaihtoväli. Säätösauvojen tarkkailua on lisätty niissä olevissa boorikarbidilla täytetyissä porausrei'issä esiintyneen säröilyn vuoksi. Reaktorisydäntä ympäröivät ja tukevat hidastinsäiliöt ovat myös erityis-seurannassa, mutta säröjä ei ole esiintynyt. Useimmat sisäosat voidaan purkaa, ja niiden vaihto on mahdollista.

### **Muut painelaitteet ja rakenteet**

Loviisan ydinvoimalaitoksen käyttöiän kannalta merkittävimpiä painelaitteita ovat suojarakennuksen alatilassa sijaitsevat höyrystimet. Niiden lämmönsiirtoputkissa on esiintynyt länsimaisiin höyrystintyypppeihin verrattuna vain vähän ongelmia, mutta sekundaaripiirin vesikemian muutoksen jäl-

keen joudutaan tarkkailemaan mahdollisesti lisääntyviä korroosioilmiöitä. Lämmönsiirtoputkien eheys tarkastetaan määräajoin, ja primaarijäähdytteen pääsy ohentuneeseen putkeen voidaan pysyvästi estää tulppauksella. Lämmönsiirtoputket pääkiertoputkiin yhdistävässä primaarikollektorissa on myös korroosiolle alttiita osia. Sellaisen pettäminen aiheutti Loviisan tyyppisellä Rovno 1 -laitoksella vuonna 1982 sekundaaripiiriin vuodon. Tapausta edelsi vakava piittaamattomuus suunnittelijan antamista käyttöohjeista sekä tarkastusten laiminlyönti. Loviisan laitoksen sekundaaripiirissä on tehty perusparannuksia tällaisen tapahtuman estämiseksi ja vaikutusten lieventämiseksi. Höyrystimen sisäpuolella sijaitsevissa, syöttövettä sekundaaripiiristä tuovissa jakoputkissa esiintyi 1990-luvulla eroosiorossovaurioita. Vaurioiden vuoksi höyrystimiin jouduttiin asentamaan uudet jakoputket, jotka sijoitettiin alkuperäisestä sijainnista poiketen lämmönsiirtoputkien yläpuolelle. Uuden rakenneratkaisun käyttöominaisuudet selvitettiin täysimittakaavaisilla koeohjelmilla.

Ahlström Oy:n valmistamat pääkiertopumput kuuluvat ainutlaatuisesta konstruktiostaan johtuen Loviisan ydinvoimalaitoksen käyttöään hallinnan kannalta tärkeisiin laitteisiin. Strategisia kysymyksiä ovat tarvittavan tietotaidon ylläpito ja teknisten tukipalvelujen saatavuus. Vaativat käyttöolosuhteet aiheuttivat pääkiertopumppuihin ensimmäisinä käyttövuosina erilaisia toimintahäiriöitä, jotka vähenivät tehdyillä korjauksilla ja parannuksilla. Vuonna 1995 laitoksen käynnistyksessä havaittujen, pumpun sisäpuolisia hydraulisia rakenteita vaurioittaneiden värähtelyjen johdosta laitoksella on viime vuosina ollut käynnissä laaja toimenpideohjelma. Pääkiertopumppujen akselin tiivistyksen luotettava toiminta on myös tärkeä tekijä laitoksen turvallisuudelle, koska tiivisteiden pettäminen aiheuttaisi pienen jäähdytteenmenetysonnettomuuden.

Loviisan ydinvoimalaitoksen merkittävimmät väsyttävät kuormitukset kohdistuvat paineistimen ja höyrystimen putkiyhteisiin sekä paineistimen primaaripiiriin liittävään yhdysputkeen. Ne johtuvat pinnan korkeuden vaihtelusta ja lämpötilakerrostumisesta käynnistysten ja pysäytysten aikana. Primaaripiiriin liitetyissä pienputkissa esiintyneet vastaavat ilmiöt ovat kahdesti aiheuttaneet pienen vuodon suojarakennukseen. Vuodot on havaittu nopeasti, ja kyseinen laitosyksikkö on voitu pysäyttää normaalilla tavalla korjauksia varten. Modernisoinnin yhteydessä primaaripiiriin termiset väsymisilmiöt selvitettiin systemaattisesti ja otettiin huomioon laitosyksiköille asennetun jatkuvatoimisen kuormitusten seurantajärjestelmän toteutuksessa. Sekundaaripiiriin väsyttäviä kuormituksia alennettiin asentamalla putkistoihin värähtelyvaimentimia.

Olkiluodon laitosyksikköjen primaaripiirin putkistojen ikääntyminen johtuu pääasiallisesti väsymisestä ja jännityskorroosiosta. Eroosioilmiöitä ei ole esiintynyt. Tärkeimpiä väsyttäviä tekijöitä ovat eristysventtiilien ja paineenalennusjärjestelmän aiheuttamat dynaamiset kuormitukset sekä eri lämpötilassa olevien virtausten sekoittuminen ja kerrostuminen haaroituksissa ja putkiyhteissä. Normaalikäytön aiheuttamat värähtelyt on mitattu tehonkorotusten yhteydessä ja todettu vähäisiksi. Turvallisuusluokan 1 putkistojen väsyttävät kuormitukset on käsitelty jännitysanalyyseissa, joita on tarkistettu tehonkorotuksen johdosta. Turvallisuusluokan 1 ja 2 sekä osin myös turvallisuusluokan 3 putkistoille ja niiden eristysventtiileille tehdään määräaikaistarkastuksia erityisesti ultraäänimenetelmällä. Jännityskorroosioalttiit putkistot ja sekoituskohdat kuuluvat erityisseurantaan. Jännityskorroosion eliminoimiseksi on putkistoja vaihdettu laajasti uusiin, paremmasta materiaalista valmistettuihin putkiin.

## Rakennukset

Loviisan ydinvoimalaitoksen reaktorisuojarakennusten kuntoa valvotaan vuosittaisilla silmämääräisillä tarkastuksilla sekä keskimäärin neljän vuoden välein toistettavilla tiiviyskokeilla. Suojarakennuksen terässuoja-kuoren ankkuriruuveissa on havaittu alkavaa korroosiota, mistä syystä niiden tarkastusohjelmia on kehitetty.

Olkiluodon ydinvoimalaitoksen suojarakennus on valmistettu esijännitetystä teräsbetonista. Ikääntymisen seurantakohteita ovat esijännityksen säilyminen, betonirakenteiden muodonmuutokset ja pitkäaikaiskestävyys, kantavien teräsosien ympäristöolosuhteet sekä liikuntasaumamat. Putkien ja kaapeleiden läpivientien, kuiva- ja märkätilaa erottavan välitason, tiivistellevyn sekä allasrakenteiden kuntoa seurataan kerran neljässä vuodessa tehtävillä tiiviyskokeilla ja vuodonvalvonnalla. Läpivienneille tehdään myös määräaikaistarkastuksia. Betonin halkeamia, joita on havaittu muun muassa reaktoripainesäiliön tuennoissa, seurataan mittauksilla. Poikkeuksellisia ikääntymisilmiöitä, kuten kemiallisia reaktioita, ei ole esiintynyt.

## Sähkö- ja automaatiojärjestelmät

### Seurantaohjelmat

Ydinvoimalaitosten sähkö- ja automaatiojärjestelmien ja -laitteiden ikääntymistä seurataan jäljellä olevan käyttöiän ja mahdollisen uusinta-

tarpeen määrittämiseksi. Seurantaohjelmaa laadittaessa on selvitetty erilaisiin komponentteihin liittyvät vanhenemisilmiöt ja niiden merkitys. Ikääntymisen seurannassa hyödynnetään sekä omalta laitokselta että laitteiden toimittajilta ja muilta laitoksilta saatavat vikatiedot. Erityisesti valvotaan onnettomuuksissa tarvittavien laitteiden, niiden kaapeleiden sekä asennusten kuntoa.

Suojarakennuksen sisäpuolella olevien kaapeleiden vanhenemista seurataan muun muassa viiden vuoden välein otettavien näytteiden avulla sekä ympäristön lämpötilaselvityksillä. Kaapelien vanhenemisilmiötä on tutkittu jo 1980-luvulta alkaen. Loviisan höyrystintilan korkeissa lämpötiloissa esiintyvä kaapelien terminen vanheneminen on johtanut laajoihin kaapeleiden vaihtoihin vuosihuoltoseisokeissa 1999–2002. Ongelman poistamiseksi höyrystintilassa on vaihtojen yhteydessä tehty muutoksia laitteiden ympäristön lämpötilan rajoittamiseksi. Niihin kuuluvat muun muassa lämpöeristeiden parannukset, ilmastoinnin parantaminen sekä kaapelireittien siirto lämpötilojen kannalta hyväksyttäviin paikkoihin.

Esimerkkinä vanhenemisen aiheuttamasta vaihtotarpeesta voidaan mainita myös Olkiluodon voimalaitoksella 1990-luvun alussa toteutettu laajamittainen suojausjärjestelmän releiden vaihto. Tätä releiden korkeasta lämpötilasta johtuvaa materiaalin haurastumista esiintyi vain normaali-käytön aikana vetävinä olevilla releillä. Haurastuminen johtui kelassa syntyneestä hukkalämmöstä.

Sähkö- ja automaatiolaitteiden asiantuntemuksen sekä varaosien saataavuus asettavat myös rajoituksia järjestelmien ja laitteiden käyttöiälle. Laitosten automaatiojärjestelmät arvioidaan vaihdettavan ainakin kerran laitoksen käyttöiän aikana. Merkittävimpiä automaatiojärjestelmien uusintoja ovat olleet Olkiluodon voimalaitoksella turbiinin suojaus- ja säätöjärjestelmien vaihdot vuosina 1996 ja 1997 sekä vuosihuolloissa 1998 toteutetut neutronivuon mittausjärjestelmien uusinnat molemmilla laitosyksiköillä. Olkiluodon laitoksen sähköjärjestelmien merkittäviä muutostöitä ovat olleet muun muassa päämuuntajien ja generaattorien vaihdot sekä pääkiertopumppujen sähkökäyttöjen uusinnat.

### **Ohjelmoitavat automaatiojärjestelmät**

Automaatiotekniikka on kehittynyt huomattavasti sen jälkeen, kun Suomen ydinvoimalaitokset otettiin käyttöön 1970–1980-lukujen vaihteessa. Tavanomaisessa teollisuusautomaatiossa on siirrytty analogiatekniikasta ja relelogiikasta ohjelmoitaviin digitaalisiin automaatiojärjestelmiin.

Myös ydinvoimalaitoksissa on tarpeen siirtyä uuteen tekniikkaan, sillä vanhantyyppisiä laitteita ei enää ole helposti saatavissa ja niiden suunnittelua koskeva asiantuntemus on häviämässä.

Uusi tekniikka helpottaa monimutkaisten säätöjärjestelmien toteuttamista, mutta tuo mukanaan myös uudenlaisia, esimerkiksi ohjelmointivirheitä johtuvia vikatyyppejä. Ohjelmoitavan automaation yhteydessä kaikkien mahdollisten tilanteiden systemaattinen testaaminen ei käytännössä ole toteutettavissa erilaisten vaihtoehtojen suuren määrän takia. Tämän takia turvallisuuden kannalta tärkeän automaation luotettavuuden osoittamisesta on tullut keskeinen kysymys siirryttäessä uuteen tekniikkaan ydinvoimalaitoksissa tai muissa turvallisuus kriittisissä sovelluksissa.

Perinteisesti ydinvoimalaitosten suojausautomaatio on toteutettu käyttäen analogiatekniikkaa. Uusimmissa ydinvoimalaitoksissa ja vanhoja laitteita modernisoitaessa on otettu käyttöön ohjelmoitua tekniikkaa koko automaation toteutuksessa. Ohjelmoitavien järjestelmien viat ovat luonteeltaan suunnitteluvirheitä eikä samanlaisten rinnakkaisten osajärjestelmien käyttäminen ole enää riittävää mahdollisten yhteisvikojen torjumiseksi suojausjärjestelmässä. Uusien laitosten suojausjärjestelmät ja vanhojen laitosten järjestelmien modernisoinnit suunnitellaan käyttäen hyväksi erilaisuusperiaatetta (katso kohta 3.4). Erilaisuus voidaan toteuttaa käyttäen hyväksi esimerkiksi toiminnallista erilaisuutta ja eri toimittajien järjestelmiä, jotka on rakennettu eri prosessoriympäristöön. Erilaisuus voidaan toteuttaa myös käyttäen ohjelmoitavan automaation rinnalla perinteistä analogiatekniikkaa.

### 3.7 | Todennäköisyyspohjainen turvallisuusanalyysi (PSA)

---

Ydinvoimalaitokset on perinteisesti suunniteltu siten, että tietyt deterministisesti määritellyt päälaitteiden vauriot eivät aiheuttaisi asetettuja rajoja suurempia radioaktiivisten aineiden päästöjä. Lisäksi on varauduttu turvajärjestelmissä ilmeneviin vikoihin, jotka on myös määritelty deterministisesti turvallisuuskriteereissä (katso kohta 3.4).

Todennäköisyyspohjaisissa turvallisuusanalyseissa (Probabilistic Safety Assessment – PSA) tarkastellaan kaikkien turvallisuudelle tärkeiden laitteiden, järjestelmien, toimintojen ja ihmisen toimintojen luotettavuutta tilastollisin ja todennäköisyyspohjaisin menetelmin. Todennäköisyyspohjaiset turvallisuusarviot täydentävät perinteistä turvallisuusajattelua. PSA:n avulla voidaan tunnistaa laitoksen tärkeimmät riskitekijät ja sitä voidaan

käyttää apuna ydinvoimalaitoksen suunnittelussa sekä kehitettäessä laitoksen käyttötoimintaa ja teknisiä ratkaisuja. PSA:n tekeminen on prosessi, joka sinänsä parantaa laitoksen henkilökunnan asiantuntemusta laitoksen turvallisuusominaisuuksista ja eri toimintojen turvallisuusmerkityksestä.

Todennäköisyyspohjaista turvallisuusanalyysiä alettiin käyttää suomalaisten ydinvoimalaitosten turvallisuuden parantamiseen ja turvallisuusvalvontaan 1980-luvun lopulla. Vuonna 1989 valmistuivat sisäisiin alkutapahtumiin rajatut analyysit ja sen jälkeen PSA:t on täydennetty myös ulkoisten tapahtumien analyyseilla<sup>6</sup>. Viranomainen ja voimayhtiöt ovat kehittäneet ja ottaneet käyttöön ajantasaisen PSA:n (Living PSA), jota päivitetään säännöllisesti ja käytetään tarvittaessa päivittäistenkin turvallisuuskysymysten arvioimiseen. Mahdolliselle uudelle ydinvoimalaitokselle PSA on tehtävä jo laitoksen suunnittelun aikana rakennusluvan saamiseksi. Menettely varmistaa ydinvoimalaitoksen tasapainoisen suunnittelun siten, että mikään yksittäinen heikko kohta ei korostu laitoksen riskikuvassa. Rakentamisen aikana PSA täydennetään vastaamaan laitoksen todellista rakennetta. Käytön aikana PSA päivitetään vastaamaan mahdollisia laitos- ja ohjeistomuutoksia sekä käyttökokemuksia.

## Mikä on todennäköisyyspohjainen turvallisuusanalyysi

Todennäköisyyspohjainen turvallisuusanalyysi (PSA) tunnistaa ja hahmottelee sellaiset tapahtumayhdistelmät, jotka johtavat vakavaan reaktorinnettomuuteen eli reaktorisydämen vaurioitumiseen. PSA arvioi jokaisen tapahtumayhdistelmän yleisyyden (todennäköisyyden tai taajuuden) ja onnettomuuden seurausvaikutukset.

PSA-mallin laskentatuloksena saadaan muun muassa sydänvaurioon johtavat onnettomuusketjut (vikayhdistelmät) ja niiden todennäköisyydet sekä sydänvaurion kokonaistodennäköisyys. Tulos ilmaistaan yleensä sydänvaurion frekvenssinä (taajuutena) eli todennäköisyytenä yhden vuoden aikana. Pidemmälle menevällä analyysillä voidaan selvittää myös onnettomuustilanteessa tapahtuvien radioaktiivisten aineiden päästöjen todennäköisyyksiä päästöjen suuruuden funktiona. Usein PSA:ssa arvioidaan myös tulosten epävarmuus lähtötietojen epävarmuuksien perusteella.

<sup>6</sup> Sisäisillä alkutapahtumilla tarkoitetaan voimalaitosprosessin sisäisiä vikoja ja häiriöitä, esimerkiksi jäähdytevuotoja, jäähdytevirtauksen pysähtymistä ja sähkönsyötön menetystä. Ulkoisilla alkutapahtumilla tarkoitetaan voimalaitosprosessien ulkopuolisia tapahtumia, kuten tulipaloja, laitostilojen tulvimista, poikkeuksellisia sää- ja ympäristöolosuhteita sekä maanjäristyksiä.



PSA:n tavoitteena on yhdistää olennaiset tiedot laitoksen suunnittelusta, käytöstä, käyttöhistoriasta, komponenttien luotettavuudesta (vikahistoriasta), ihmisen toimenpiteiden luotettavuudesta, sydämen vaurioitumisen fysikaalisesta kehittymisestä, radioaktiivisten aineitten käyttäytymisestä ja mahdollisista ympäristö- ja terveyshaitoista. PSA:ssa mallinetaan mahdollisia onnettomuustilanteita niin tarkasti kuin mahdollista. Menetelmät perustuvat sekä loogisiin että fysikaalisiin malleihin. Loogiset mallit kuvailevat vikojen vaikutusten etenemistä laitosjärjestelmissä ja tapahtumayhdistelmiä, jotka voivat johtaa sydämen vaurioitumiseen, ja niitä käytetään kunkin yhdistelmän yleisyyden määrittämiseen. Fysikaaliset mallit kuvaavat puolestaan onnettomuuden ja vaurioitumisen etenemistä sekä onnettomuuden seurauksia.

Laitoksen mallintaminen ja mallien arviointi perustuvat yleisimmin tapahtuma- ja vikapuutekniikkaan. Malleissa ilmiöt yleensä kuvataan onnettomuuden kulun kannalta epäedullisella tavalla. Tämän tarkoituksena on korvata ilmiöiden ymmärtämisessä mahdollisesti esiintyvää puutteellisuutta.

PSA:ssa käytettävä laitteiden luotettavuustietokanta on jo varsin laaja. Tietokantaan liittyvä epävarmuus on luonteeltaan tilastollista ja komponentin tyyppi vaikuttaa sen suuruuteen: epävarmuus on vähäisempi esimerkiksi elektronisille komponenteille kuin mekaanisille laitteille.

PSA:ssa arvioidaan tulosten epävarmuutta muun muassa lähtötietojen epävarmuuksien perusteella. Lähtötietojen epävarmuudella ei kuitenkaan yleensä ole suurta vaikutusta päätöksentekoon, sillä vain harvoin arvioitujen onnettomuusketjujen järjestys vaihtuisi epävarmoista lähtötiedoista johtuen. Poikkeuksina tästä saattaisivat olla erittäin harvinaiset ilmiöt, esimerkiksi rajut sääilmiöt, jotka tuottavat todennäköisyysarvioihin suuria epävarmuuksia.

Ihmisen toiminnoilla voi olla huomattava merkitys onnettomuuden alkutapahtumissa, onnettomuuden ehkäisyssä ja seurausten lieventämisessä. Tällä alueella on käynnissä huomattavaa tutkimusta, jonka tavoitteena on onnettomuuksien diagnoosimahdollisuuksia parantavien menetelmien kehittäminen.

Fysikaalisiin malleihin sisältyy vielä suuria epävarmuuksia. Ne liittyvät sydänvaurion kehittymiseen ja sulan sydämen käyttäytymiseen sekä reaktoripainesäiliössä että sen ulkopuolella mahdollisen puhkisulamisen jälkeen. Epävarmuuksia on myös arvioissa, jotka koskevat fissiotuotteiden kulkeutumista reaktoripainesäiliöstä suojarakennukseen,

niiden käyttäytymistä suojarakennuksessa sekä suojarakennuksen tiivyyttä uhkaavan lämpötilan ja paineen kehittymistä erityisesti äkillisissä ilmiöissä.

Radioaktiivisten päästöjen seurausten arviointiin liittyvä epävarmuus on suurimmaksi osaksi peräisin edellä esitetystä seikoista. Päästöjen seurauksiin vaikuttavat luonnollisesti sellaiset satunnaistekijät kuin tuulen suunta ja voimakkuus, sade sekä esimerkiksi evakuointitoimien tehokkuus.

Valmistuneiden PSA-tutkimusten arviot reaktorisydämen vaurioitumistodennäköisyydestä vaihtelevat yleensä välillä  $10^{-5}$ – $10^{-3}$  yhtä vuotta kohti (eli kerran 1 000–100 000 vuodessa). Epävarmoista lähtötiedoista johtuva sydämen vaurioitumistodennäköisyyden epävarmuusalueen yläraja on tyypillisesti 3–10 kertaa keskeisarvo (eli mediaani) ja alaraja keskeisarvo jaettuna tekijällä 3–10.

Erilaisiin ulkoisiin alkutapahtumiin liittyvien onnettomuustodennäköisyyksien epävarmuustekijät ovat vielä erittäin suuria. Maanjäristyksien, sisäisten ja ulkoisten tulvien, tulipalojen ja lentokonetörmäyksien analyysi tarvitsee vielä lisätutkimusta.

## Miten PSA tehdään?

Ydinvoimalaitoksen PSA on laaja projekti, jonka tekeminen ja viranomaistarkastus vaativat jopa kymmeniä henkilötyövuosia. PSA voi sisältää useita eri osa-alueita:

- sisäiset alkutapahtumat (ydinvoimalaitosprosessin omat häiriöt ja viat) tehoajolla ja seisokissa
- tulipalot laitoksella ja sen läheisyydessä
- tulvat (laitoksen sisällä tapahtuva suuri vesivuoto tai ulkopuolinen tulva)
- ankarat sääilmiöt (tärkeimpinä myrsky, lumimyrsky, ukkonen ja suppo eli alijäähtyneen veden nopea jäätyminen)
- maanjäristys
- muut luonnonilmiöt (esimerkiksi runsas leväkasvusto merivedessä, korkea/matala meriveden pinta).

Onnettomuuden etenemistä ja sen seurauksia voidaan tarkastella seuraavissa peräkkäisissä osioissa, joita sanotaan usein PSA:n tasoiksi:

- Taso 1: reaktorisydämen vaurioitumiseen johtavat tapahtumaketjut ja vaurioitumisen todennäköisyys
- Taso 2: laitokselta ympäristöön tapahtuvan radioaktiivisten aineiden päästön todennäköisyys, suuruus ja ajoittuminen
- Taso 3: radioaktiivisten aineiden päästön aiheuttamat riskit ihmisille, ympäristölle ja omaisuudelle.

Lähes poikkeuksetta PSA:n tekeminen aloitetaan tehoajon sisäisistä alku-tapahtumista tasolle 1, eli pyritään arvioimaan tuotantoajon aikaisia poltto-aineen vaurioitumiseen johtavia tilanteita. Tässä yhteydessä laitoksesta laaditaan perusmalli, jonka perustalle PSA:n muut osa-alueet rakentuvat. Lyhyt yhteenveto PSA:n työprosessista on esitetty taulukoissa 3.2–3.4.

Taso 1	
Alustava tiedon hankinta	PSA käyttää hyväkseen lähes kaiken laitoksesta saatavissa olevan tiedon ja sen lisäksi tehdään suuri määrä analyysejä mm. rakenteiden kestävytydestä, palojen ja tulvien leviämisestä sekä eri tilanteissa käytettävissä olevista aikaikkunoista.
Alkutapahtumien tunnistaminen	Alkutapahtuma on tilanne, joka voi johtaa polttoaineen jäähdytyksen vaarantumiseen ja sitä kautta sydänvaurioon. Alkutapahtumat jaetaan yleensä jäähdytteen menetykseen (primääriprimaariin putkirikko tai vastaava) ja häiriötapahtumiin (laiteviat, prosessin vakavat poikkeamat).
Tapahtumaketjujen määrittäminen	Tapahtumaketju alkaa alkutapahtumasta ja kuvaa sitä, miten tilannetta yritetään hallita, miten hallinta voi onnistua tai epäonnistua ja millaisiin lopputiloihin voidaan päätyä. Lopputiloja voivat olla esim. turvallinen tila, pieni paikallinen suojakuorivaurio tai vakava sydämen vaurioituminen. Tapahtumaketjujen mallina on useimmiten tapahtumapuu.
Järjestelmien mallintaminen	Järjestelmämallit kuvaavat vikojen, niiden seurausvaikutusten ja erilaisten ilmiöiden vaikutusta laitoksen järjestelmien toimintaan. Nämä mallinnetaan useimmiten vikapuiden avulla.
Inhimillisten toimintojen analysointi	PSA sisältää kolmenlaisia inhimillisiä virheteroimintoja: ennen alkutapahtumaa tehdyt kunnossapitovirheet (laite ei toimi huoltovirheen takia), alkutapahtumaan johtavat virheet (esimerkiksi huoltoaisokin aikana rikotaan jokin tärkeä laite) ja alkutapahtuman jälkeen syntyvät virheet (operaattoreiden virheteroiminnot).
Luotettavuustietokannan kehittäminen	Luotettavuustietokanta sisältää mahdollisimman tarkat arviot laitteiden luotettavuuksista ja alkutapahtumataajuuksista. Tietokannan laatimisen yhteydessä käydään usein perinpohjaisesti läpi kaikki laitoksen käyttöhistorian aikana sattuneet viat ja häiriöt niiden alkusyyden selvittämiseksi.
Onnettomuusketjujen laskenta	Laskenta yhdistää tapahtumapuut, vikapuut ja luotettavuustiedot. Laskennan tuloksena voidaan saada useita miljoonia vikayhdistelmiä jotka johtavat sydänvaurion syntymiseen. Jokainen vikayhdistelmä on yksinään erittäin epätodennäköinen, mistä johtuen on laskettava yhtein riittävän paljon myös erittäin harvinaisia vikayhdistelmiä.

TAULUKKO 3.2. Tason 1 PSA:n laatimisen päävaiheet

Taso 2	
Fysikaalisten prosessien analyysi	Tavoitteena on selvittää sydämen ja sydänsulan käyttäytyminen paineastiassa ja suojarakennuksessa. Tarkasteltavat prosessit ovat usein suurenergisiä (mm. höyryräjähdykset, vetypalot) ja niihin voi liittyä suuria epävarmuuksia.
Suojarakennuksen turva-toimintojen mallintaminen	Vakavien onnettomuuksien hallintaan on suunniteltu järjestelmiä ja toimintoja, joilla sydäimestä vapautuneet radioaktiiviset aineet pyritään pitämään suojarakennuksessa. Nämä mallinnetaan usein vikapuilla.
Radioaktiivisten aineiden käyttäytymisen analysointi	Vakavan onnettomuuden aikana olosuhteet suojarakennuksessa vaikuttavat päästön laatuun, todennäköisyyteen ja määrään.

TAULUKKO 3.3. Tason 2 PSA:n laatimisen päävaiheet

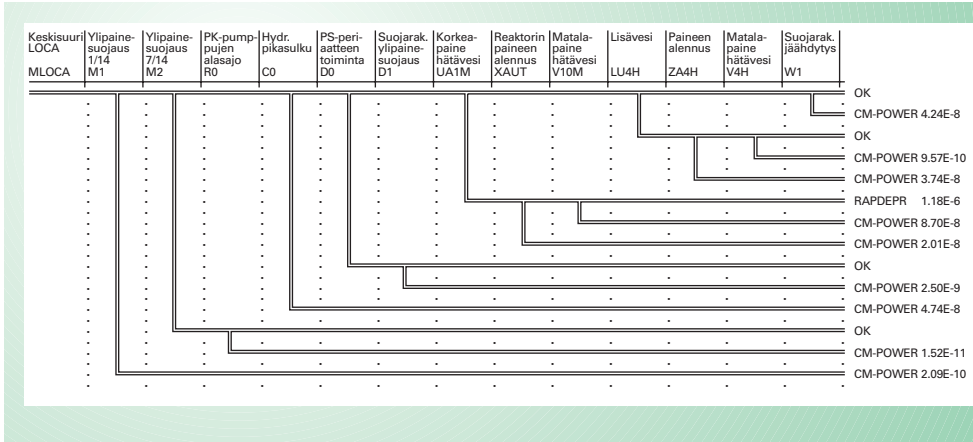
Taso 3	
Radioaktiivisten aineiden leviämisen mallintaminen	Päästön leviämisen mallintaminen ilmastollisten virtausmallien ja säätilamallien avulla.
Seurausvaikutusten analysointi	Radioaktiivisten aineiden käyttäytyminen luonnossa ja seurausvaikutukset ihmisiin, ympäristöön, elintarviketuotantoon ja maankäyttöön.

**TAULUKKO 3.4. Tason 3 PSA:n laatimisen päävaiheet**

Suuri osa PSA:n työmäärästä kuluu fysikaalisten ilmiöiden laskentaan ja järjestelmien mallintamiseen, joiden avulla selvitetään laitoksen käyttäytymistä ja järjestelmien toimintaa erilaisissa laitoksen vikatiloiissa. Näihin analyysiin kuuluvat myös tulipalojen syttymisen ja leviämisen analysointi, tulvalähteiden kartoitus ja veden leviämisreittien selvittäminen, missiilien (lentävien sirpaleiden) vaikutuksen analysointi sekä laitteiden ja rakenteiden kestävyysanalysointi. PSA-mallia tehtäessä tunnustetaan usein järjestelmien parannustarpeita, sillä mallin perusteiden selvittämiseksi analysoidaan systemaattisesti järjestelmien vuorovaikutuksia myös sellaisissa tilanteissa, joissa mittaukset, toimilaitteet ja järjestelmät toimivat väärin tai eivät toimi ollenkaan. Vanhemmissa ydinvoimalaitoksissa näitä vuorovaikutuksia ei välttämättä ole järjestelmällisesti selvitetty suunnittelun yhteydessä. Käytössä olevalle laitokselle tehty PSA voi tällöin osoittaa merkittäviäkin parannustarpeita. Uudemmissa ydinvoimalaitoksissa PSA on mukana suunnitteluprosessin alusta lähtien, joten mahdolliset parannustarpeet havaitaan jo suunnittelun aikana.

PSA:ssa onnettomuutta tarkastellaan tapahtumaketjuna, jonka aloittaa niin sanottu alkutapahtuma. Alkutapahtuma on tilanne, joka vaatii normaalista tuotantoajosta tai seisokkitilasta poikkeavia toimenpiteitä, jotta polttoaineen jäähdytys voitaisiin turvata. Suurin osa näistä toimenpiteistä on automaattisia (esimerkiksi pikasulku, hätäjäähdytysveden syötön käynnistäminen, suojarakennuksen eristys), mutta erityisesti automaation vikatilanteissa reaktorin ohjaajilla on tärkeä rooli. Alkutapahtuman jälkeen tapahtumat voivat edetä monella tavoin riippuen järjestelmien toiminnan onnistumisesta, prosessin olosuhteista ja operaattoreiden toiminnasta. Tämä tapahtumien eteneminen mallinnetaan tapahtumapuilla, josta esimerkki on kuvassa 3.8.

Kuvassa 3.8 on esitetty, kuinka tilanne alkutapahtuman (MLOCA – keski-suuri putkikatko) jälkeen voi saada erilaisia kehityskulkuja ja eriasteisia seurauksia (OK – ei sydänvauriota, RAPDEPR – nopea paineenalennus, ei sydänvauriota mutta merkittävä taloudellinen seuraus, CM-POWER – sydänvaurio tehoajolla). Vasemmassa reunassa on alkutapahtuman otsake



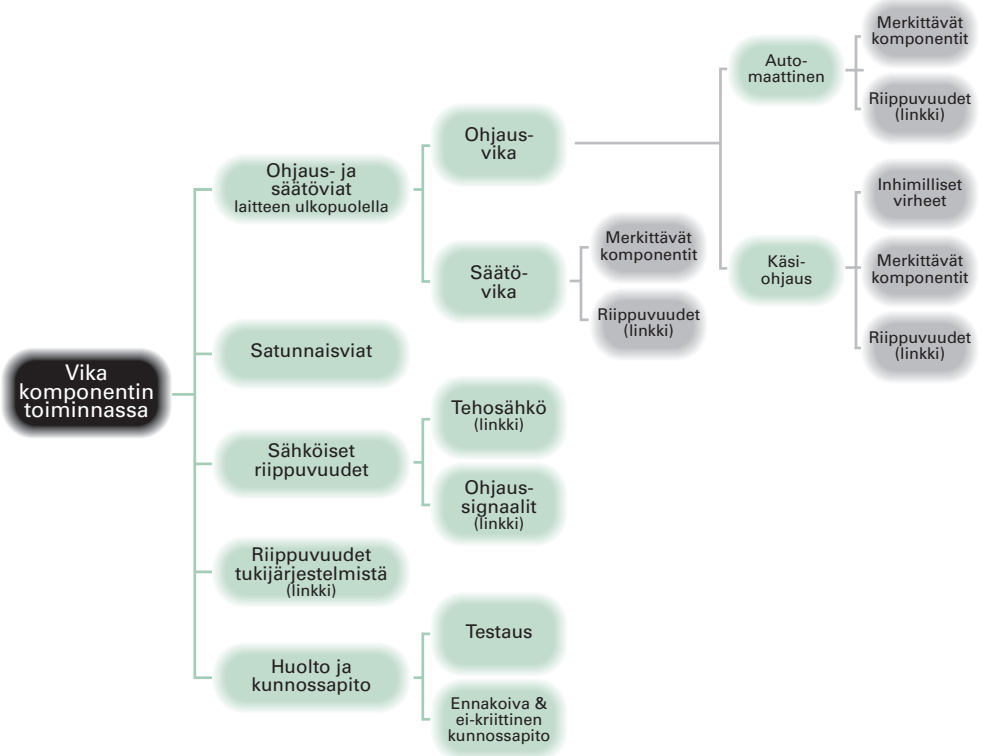
**KUVA 3.8 Esimerkki tapahtumapuusta (keskisuuri LOCA, jäähdytteen menetys)**

(MLOCA). Seuraavat otsakkeet kuvaavat järjestelmien ja toimenpiteiden onnistumista tai epäonnistumista. Oikeassa reunassa on mallin laskema onnettomuusketjun yleisyys (esiintymistajuus vuotta kohden). Tilan OK ehdollinen todennäköisyys on usein niin lähellä ykköstä, että sen esittämiseen tarvittaisiin suuri määrä desimaaleja, mistä johtuen ainoastaan vikatilanteiden todennäköisyydet lasketaan.

Normaalitilanne, jossa kaikki toiminnot onnistuvat, on ylimmäinen suora viiva alkutapahtumasta tilaan OK. Jokainen toiminto on mallinnettu vika-putilla, joiden perusrakenteesta on esimerkki kuvassa 3.9. Vikapuun ylimmäistä laatikkoa kutsutaan huipputapahtumaksi (esimerkiksi jonkun järjestelmän vika). Vikapuu esittää huipputapahtumaan johtavat viat loogisessa muodossa. Vikapuu ei sisällä pelkästään tarkasteltavan järjestelmän vikoja, vaan siihen liitetään kaikki tarvittavat apu- ja tukijärjestelmät, jolloin muodostuu hyvin monimutkainen vikojen vaikutuksen etenemistä kuvaava malli.

Vikapuiden laatiminen edellyttää perinpohjaista järjestelmätuntemusta, ja niinpä se on poikkeuksetta ryhmätyötä, jossa eri alojen asiantuntijat (käyttö, kunnossapito, suunnittelijat, PSA-asiantuntijat) ovat edustettuina. Vikapuut kuvaavat, miten vikojen vaikutus etenee perustapahtumasta järjestelmätoimintoihin. Perustapahtumia ovat esimerkiksi yksittäiset laiteviat, kunnossapitovirheet ja käyttövirheet.

Usein vikapuut laaditaan hyvin yksityiskohtaisesti, jolloin esimerkiksi venttiilillä saattaa olla seuraavia vikaantumistapoja: ei avaudu tarvittaessa, ei



**KUVA 3.9 Vikapuussa tyypillisesti huomioon otettavat asiat**

sulkeudu tarvittaessa, vuotaa läpi, vuotaa ulos, sulkeutuu aiheetta, avautuu aiheetta, tukkeutuu, ei pidä asetusarvoa. Aiheeton sulkeutuminen saattaa puolestaan johtua venttiilin viasta, toimilaitteen viasta tai aiheettomasta ohjaussignaalista, joka voidaan edelleen esittää omana vikapuunaan. Venttiili ei avaudu tarvittaessa, jos siinä tai sen toimilaitteessa on vika, jos se ei saa avautumiskäskyä tai sen käyttövoima on menetetty. Joskus taas käyttövoiman menettäminen saattaa johtaa aiheettomaan tilanmuutokseen (esimerkiksi pneumaattinen venttiili). Jokaiselle perustapahtumalle määritetään vikatodennäköisyys useimmiten epäkäytettävyytenä (todennäköisyys, että laite ei toimi silloin kun sitä tarvittaisiin). Näitä kutsutaan satunnaisvioiksi tai riippumattomiksi vioiksi, koska ne mallinnetaan toisistaan riippumattomina tapahtumina. Vikatodennäköisyydet määritetään samantyyppisissä laitteissa aikaisemmin esiintyneiden vikojen tilastoinnin perusteella.

Satunnaisvikojen lisäksi PSA:ssa mallinnetaan suuri määrä seurausvikoja ja yhteisvikoja. Seurausviat ovat vikoja, joiden todennäköisyys kasvaa jonkun muun vian seurauksena. Näitä ovat esimerkiksi putki-  
katkosta vapautuvan höyryn vaikutus laitteiden toimintaan, laitteen ra-

kenteen hajoamisesta syntyvien missiilien osuminen toisiin laitteisiin tai tulipalosta syntyvän lämmön ja savun vaikutus laitteiden toimintaan. Seurausvaikutukset voivat olla ehdottomia, eli jostakin tapahtumasta seuraa väistämättä joidenkin laitteiden vikaantuminen, tai ne voivat olla ehdollisia, eli lisätä muiden laitteiden vikaantumistodennäköisyyttä. Seurausvaikutusten selvittäminen on vaativa työ, jonka yhteydessä koko ydinvoimalaitos ja sen laitteet kartoitetaan laitostarkastuksissa monesta näkökulmasta.

Yhteisviat ovat useamman laitteen samanaikaisia vikoja, jotka eivät ole suoraan seurausta välittömistä tapahtumista, vaan joille on löydetävissä yhteisiä vioille herkistäviä tilastollisia tekijöitä. Näitä voivat olla esimerkiksi sama valmistaja, sama laitetyyppi tai valmistuserä, samat kunnossapitotoimenpiteet, samalla hetkellä vaadittava samanlainen toiminto tai samoilla mittalaitteilla tehty kalibrointi. Nykyisissä ydinvoimalaitoksissa käytetään hyvin paljon rinnakkaista varmennusta eli redundanssia. Esimerkiksi hätäjähdytyksessä on usein neljä rinnakkaista osajärjestelmää, joista yhden toiminta riittää monissa tilanteissa. Tämän ansiosta satunnaisvioilla ei ole suurta merkitystä laitoksen turvallisuuden kannalta, kun taas yhteisvikojen merkitys korostuu. Tätä varten kriittisissä toiminnoissa pyritään käyttämään erilaisia tai eri periaatteella toimivia laitteita (diversiteetti), mutta läheskään aina se ei ole mahdollista. Usein suuri osa sydänvaurion todennäköisyydestä aiheutuu yhteisvioista, mistä johtuen luotettavuustietojen hankkiminen ja selvittäminen on vaativa työ ja sisältää tilastollisen analysoinnin lisäksi mahdollisten yhteisvikatekijöiden tunnistamisen ja mallintamisen.

Kultakin turvallisuusjärjestelmästä vaadittava toiminto ja kapasiteetti voi olla hyvinkin erilainen eri onnettomuusketjuissa. Hyväksyttävä aika järjestelmän käynnistämiseksi alkutapahtuman jälkeen voi vaihdella laajoissa rajoissa esimerkiksi viidestä minuutista useaan tuntiin. Tätä varten kuhunkin onnettomuusketjuun liitetään reunaehdot, jotka kuvaavat kyseisessä ketjussa tarvittavia ajoituksia ja kapasiteettivaatimuksia. Nämä perustuvat lämpö- ja virtausteknisiin sekä reaktorifysikaalisiin malleihin ja laskuihin, jotka vastaavat erilaisia onnettomuus- ja vikatilanteita. Laitteiden toiminta-vaatimukset voivat myös vaihdella laajoissa rajoissa. Yhdelle venttiilille saattaa riittää yksi tilanmuutos, kun taas toinen venttiili voi joutua avautumaan ja sulkeutumaan onnettomuuden kestäessä lukuisia kertoja. Samoin eri järjestelmiltä vaaditut toiminta-ajat voivat vaihdella muutamasta minuutista useaan vuorokauteen. Usein järjestelmien toiminta-vaatimukset helpottuvat onnettomuuden loppua kohti jälkilämpöehon laskiessa.

PSA-mallin laskenta voidaan suorittaa, kun tapahtumapuut, vikapuut, luotettavuustiedot ja reunaehdot on määritelty. Laskennassa määritetään sellaiset vikayhdistelmät, jotka johtavat kunkin onnettomuusketjun toteutumiseen. Tällaisia vikayhdistelmiä sanotaan minimikatkosjoukoiksi. Näiden vikayhdistelmien hakemiseen kuluva aika kasvaa erittäin nopeasti mallin koon kasvaessa, mutta nykyisillä tietokoneilla laskenta-ajat pysyvät kohtuullisina.

Laskennan tuloksena tunnistetaan todennäköisimmät sydänvaurion syntymiseen johtavat minimikatkosjoukot. Tavallisesti tuloksia arvioidaan tekemällä lukuisia herkkyys- ja epävarmuustarkasteluja. Niiden ja erilaisten tärkeysmittojen avulla tunnistetaan riskin kannalta tärkeimmät alkutapahtumat, turvallisuustoiminnot, järjestelmät ja perustapahtumat. Laitoksen turvallisuuden edelleen kehittäminen edellyttää, että tunnistetaan ne keinot ja mekanismit, joilla alkutapahtumien yleisyyttä voidaan vähentää ja turvallisuustoimintojen, järjestelmien ja laitteiden luotettavuutta parantaa. Suunnittelun tuloksena syntyneitä vaihtoehtoja ja niiden tehokkuutta sydänvauriotaajuuden pienentämiseksi voidaan analysoida PSA:n avulla. Tällöin voidaan valita se vaihtoehto, joka alentaa sydänvauriotaajuutta tehokkaimmin.

Todennäköisyyspohjaisten turvallisuusarvioiden keskeisenä tavoitteena on laitoksen turvallisuuden arvioiminen ja parantaminen. Parhaimmillaan PSA onkin jatkuvasti ajan tasalla pidettävä turvallisuuden valvonta- ja suunnittelutyökalu (Living PSA), jonka avulla ydinvoimalaitoksen turvallisuutta voidaan jatkuvasti seurata ja kehittää. Voimayhtiöt käyttävät PSA-tyyppisiä menetelmiä hyväksi myös laitoksen käyttövarmuuden arvioinnissa ja parantamisessa.

## PSA:n hyödyntäminen

### **Riskianalyysin käyttäminen laitoksen suunnittelun ja rakentamisen yhteydessä**

Väistämätön kysymys turvallisuuteen liittyvässä päätöksenteossa on ”Miten turvallinen on riittävän turvallista?”. STUKin YVL-ohjeet edellyttävätkin, että Suomeen mahdollisesti rakennettavien uusien ydinvoimalaitosten lupakäsittelyssä ja valvonnassa käytetään rinnan sekä perinteistä että todennäköisyyspohjaista lähestymistapaa, jotka täydentävät toisiaan.

Rakentamisluvan myöntämisen edellytyksenä on, että voimayhtiö tekee suunnittelun kuluessa alustavan todennäköisyyspohjaisen turvallisuus-



analyysin, suunnitteluvaiheen PSA:n, jonka tarkoituksena on edistää tasapainoista suunnittelua toiminto-, järjestelmä- ja laitetasolla ja paljastaa järjestelmien ja tukijärjestelmien välisiä kytkentöjä, vuorovaikutuksia ja yhteisiä vianaiheuttajia. Suunnitteluvaiheen PSA sisältää riskiarvion sekä ydinvoimalaitosprosessin sisäisille alkutapahtumille (jäähdytteen menetys, sähkönsyötön menetys ja erilaiset käyttöhäiriöt) että ulkoisille alkutapahtumille (tulipaloille, tulville, rankoille sääolosuhteille ja maanjäristyksille). STUK arvioi suunnitteluvaiheen PSA:n hyväksyttävyyden ennen rakentamislupahakemusta koskevan lausunnon antamista. Suunnitteluvaiheen PSA:n tulosten tulee täyttää ohjeessa asetetut numeeriset suunnittelutavoitteet. Muussa tapauksessa laitokseen on suunniteltava tarvittavat rakenteelliset parannukset ennen rakentamisen aloittamista.

Käyttölupaa haettaessa voimayhtiön tulee esittää tarkastettavaksi tason 1 ja 2 sisältävä PSA. STUK arvioi PSA:n hyväksyttävyyden ennen käyttölupahakemusta koskevan lausunnon antamista. Tason 1 ja tason 2 PSA:n tarkoituksena on varmentaa suunnitteluvaiheen PSA:n johtopäätökset laitoksen turvallisuudesta sekä luoda perusta todennäköisyyspohjaiselle riskien hallinnalle laitoksen käytön aikana. STUK käyttää päätöksenteossa sekä PSA:n kvalitatiivista että kvantitatiivista tietoa. Sen perusteella arvioidaan laitoksen mahdolliset heikkoudet ja niiden poistamiseksi tarvittavat toimenpiteet. Mikäli yksityiskohtaisen suunnittelun, rakentamisen ja käytön aikana tulee esiin uusia riskitekijöitä, on osoitettava, etteivät ne heikennä turvallisuutta olennaisesti siitä millaiseksi turvallisuus on arvioitu rakentamislupaa haettaessa. Tarvittaessa laitoksen turvallisuutta on parannettava.

YVL-ohjeissa on esitetty ydinvoimalaitosta koskevat todennäköisyyspohjaiset turvallisuustavoitteet. Niihin sisältyy seuraavat numeeriset suunnittelutavoitteet:

- Sydänvauriotaajuuden odotusarvon tulee olla pienempi kuin  $10^{-5}$ /vuosi.
- Suuren radioaktiivisten aineiden päästön<sup>7</sup> taajuuden on oltava odotusarvoltaan pienempi kuin  $5 \cdot 10^{-7}$ /vuosi.

Numeeriset suunnittelutavoitteiden toteutumista arvioidaan suunnitteluvaiheen PSA:n perusteella.

---

<sup>7</sup> Suurella päästöillä tarkoitetaan päästöä, joka ylittää valtioneuvoston päätöksen 395/1991 pykälässä 12 esitetyn vakavasta reaktorionnettomuudesta aiheutuvan päästön raja-arvon. Keskeisenä rajana on <sup>137</sup>Cs-päästö 100 TBq, vertaa kohta 3.3.

## Riskianalyysin hyödyntäminen laitoksen käytön aikana

PSA:n tuloksia tulee ohjeen YVL 2.8 vaatimusten mukaan käyttää ydinvoimalaitoksen käytön turvallisuutta koskevien päätösten tukena. Todennäköisyyspohjaiset menetelmät täydentävät perinteistä valvontamenetelyä monimutkaisten turvallisuusongelmien arvioinnissa. Systemaattiset, laitoskokonaisuutta arvioivat todennäköisyysmenetelmät soveltuvat erityisesti järjestelmien välisten riippuvuuksien, vuorovaikutusten ja yhteisten vianaiheuttajien käsittelyyn. STUKin ja voimayhtiön väliset keskustelut monimutkaisten turvallisuusasioiden hoitamisessa ovat johtaneet PSA:n ja sen käyttötapojen edelleen kehittämiseen sekä viranomaisten että voimayhtiöiden turvallisuustyössä.

Perinteisestä PSA:sta on kehitetty työväline – Living PSA – joka pystyy tarjoamaan riittävän kapasiteetin, analysointikyvyn ja nopeuden pitkän tähtäimen, lyhyen tähtäimen ja jopa päivittäisten turvallisuuskysymysten käsittelemiseksi ja arvioimiseksi. Living PSA on tarkoitettu työvälineeksi, joka on turvallisuusarvioinnin apuna laitoksen suunnitteluvaiheessa, rakentamisvaiheessa ja koko laitoksen eliniän ajan. Living PSA pidetään jatkuvasti ajantasaisena, niin että se vastaa laitoksen käyttökokemuksia ja laitoksen rakennetta. PSA-työlle on YVL-ohjeissa asetettu seuraavia tavoitteita:

- tunnistaa merkittävimmät onnettomuusketjut eli kartoittaa laitoksen riskit systemaattisesti
- paljastaa laitossuunnittelun, toimintatapojen ja laitteiden mahdollisten heikkouksien vaikutus riskiin ja tunnistaa laitoksen muutostarpeet
- parantaa laitoshenkilöstön ymmärrystä laitoskokonaisuudesta sekä sen vasteesta erilaisiin vika- ja onnettomuustilanteisiin
- parantaa laitoshenkilöstön valmiutta estää ja lieventää onnettomuuden seurauksia.

Yllä esitettyjen yleistavoitteiden lisäksi voimayhtiön tulee käyttää PSA:n tuloksia ydinvoimalaitoksen käytön turvallisuuteen liittyvien tarkastusten, ohjeistomuutosten, huoltotoiminnan, koulutuksen ja laitosmuutosten suunnittelun tukena. Esimerkiksi määräaikaistarkastusten suunnittelussa ja tarkastustoimien kohdentamisessa voidaan käyttää hyväksi PSA:n avulla laskeettavia tärkeysmittoja, jotka kuvaavat kunkin laitteen tai rakenteen merkitystä onnettomuustapauksiin liittyvissä tapahtumaketjuissa.

PSA:n tuloksia käytetään myös varmistamaan, että pitkään kokemukseen perustuvaa monitasoisen turvallisuusajattelun periaatetta on noudatettu.

## Riskitietoinen valvonta ja turvallisuuden hallinta

Ydinvoimalaitosten lupa- ja valvontamenettely on kokonaisprosessi, joka sisältää kaiken viranomaisen ja luvanhaltijan vuorovaikutuksen kuten laillisuusasiat, suunnitteluun ja käyttöön liittyvät vaatimukset, tarkastustoiminnan ja erilaiset turvallisuusarviot.

Ydinvoimalaitosten turvallisuusvaatimuksia on Loviisan ja Olkiluodon laitosten käyttöönoton jälkeen laajennettu kattamaan myös vakavien reaktorionnettomuuksien riskien arviointi, mitä perinteinen ydinlaitosten suunnittelu ei sisältänyt rakentamisaikana. Ydinvoimalaitosten turvallisuuden valvontaan liittyvät päätökset perustuvatkin lisääntyvässä määrin laitoskohtaiseen riskien arviointiin.

STUK edellytti vuonna 1984, että luvanhaltija tekee käyttämästään laitoksesta laajan todennäköisyyspohjaisen analyysin, joka sisältää kattavan arvion onnettomuuksista, joiden alkusyinä (alkutapahtumina) saattavat olla esimerkiksi jäähdytteen menetykset, sähköhäiriöt, tulipalo, tulva tai vakava sääilmiö. Lisäksi STUK edellytti asianomaisessa YVL-ohjeessaan, että kyseisiä arvioita ylläpidetään jatkuvasti ajantasaisina, toisin sanoen laitoksen muutokset pitää ottaa analyysissä huomioon siten, että riskiarviot ovat luotettavasti käytettävissä sekä STUKin että voimayhtiön turvallisuusasioihin liittyvän päätöksenteon tukena. Voimayhtiöiden tekemät riskiarviot kattavat käytännöllisesti katsoen kaikki tunnistetut onnettomuudet ja riskiarvioita käytetään sekä STUKissa että voimayhtiöissä jopa päivittäisen päätöksenteon tukena.

Riskitietoisen arvioinnin tuloksena voimayhtiöt ja STUK ovat tunnistaneet lukuisia tarpeita turvallisuuden parantamiseen. Voimayhtiöt ovatkin riskiarvioiden seurauksena tehneet monia parannuksia laitoksen turvallisuusjärjestelmiin ja parantaneet hätätilanne- ja häiriöohjeita, turvallisuusteknisiä käyttöehtoja, huolto- ja korjausmenettelyjä sekä henkilökunnan koulutusta.

Viimeisen vuosikymmenen aikana on erityisesti Loviisan laitoksessa toteutettu niin monia riskiarvioinnin yhteydessä tunnistettuja parannustarpeita, että laitoksen arvioitu riski on pienentynyt noin tekijällä kymmenen.

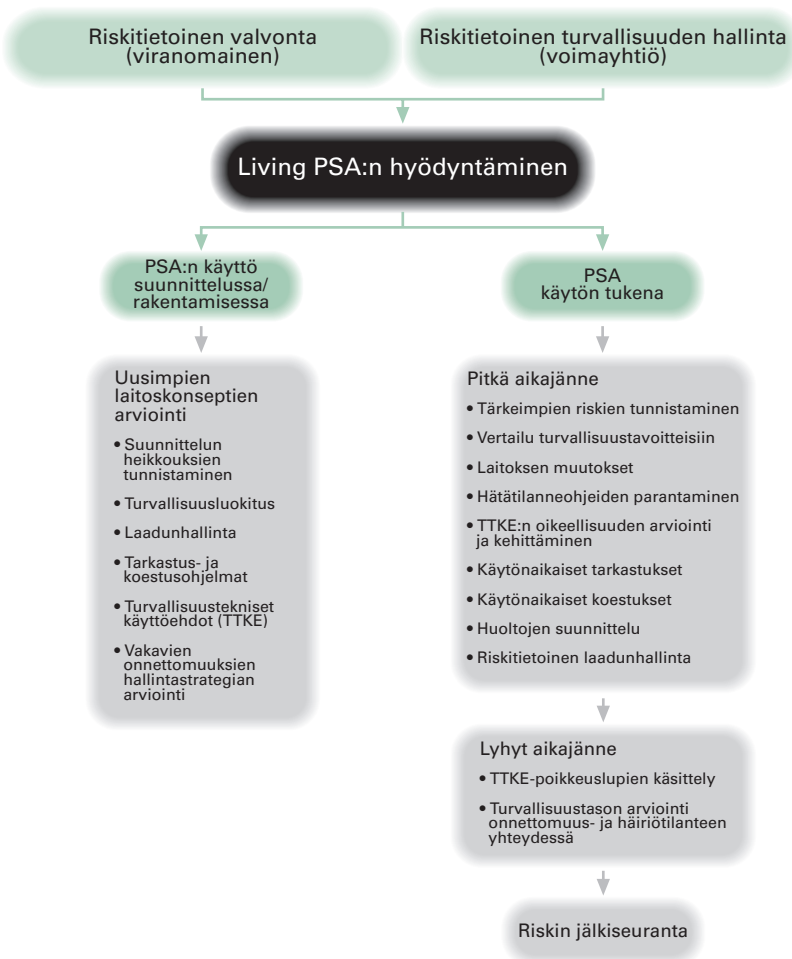
Riskitietoista turvallisuusvalvontaa<sup>8</sup> koskeva pitkän aikavälin strategia on tiivistetyesti esitetty kuvassa 3.10. PSA:n menestyksellinen soveltami-

---

<sup>8</sup> Amerikkalaisperäisten termien ”risk informed regulation / safety management” suomenkielisenä vastineena käytetään riskitietoinen turvallisuusvalvonta / turvallisuuden hallinta.

nen laajasti riskitietoiseen valvontaan edellyttää, että käytettävissä oleva riskimalli (PSA-malli) on laadukas ja riittävän täydellinen eli että se kuvaa koko laitoksen riittävän kattavasti. Analyysien rajoitukset ja luontaiset epävarmuustekijät otetaan tuloksia sovellettaessa huomioon. Organisaatiota ja sen toimivuutta analysoidaan PSA:ssa suureksi osaksi vain ihmisen toimintoihin liittyvien virheiden näkökulmasta. Organisaation toimintakyvyn mittausta turvallisuuden kannalta on arvioitava myös muilla tarkastusmenetelmillä.

Vaikka monet riskitietoiseen valvontaan ja turvallisuuden ylläpitoon liittyvät menettelyt ovat jo vakiintuneessa käytössä sekä STUKissa että voi-



**KUVA 3.10 Riskitietoisen turvallisuusvalvonnan pitkän aikavälin strategia**

mayhtiöissä, eräät sovellutukset tarvitsevat vielä käytön laajentamista tai vakiinnuttamista. Riskitietoista valvontaa kehitetään STUKissa edelleen seuraavilla alueilla:

- riskin kannalta olennaisimpien tarkastus- ja testauskohteiden tunnistaminen ja priorisointi sekä tarkastusmenetelmien arviointi
- turvallisuusteknisten käyttöehtojen riskitietoinen arviointi
- laitostapahtumien riskitietoinen jälkiarviointi
- kokonaisturvallisuuden valvonta – turvallisuuskysymyksiä asettaminen tärkeysjärjestykseen niiden riskimerkityksen perusteella.

STUK selvittää myös mahdollisuuksia soveltaa riskitietoista valvontaa turvallisuusluokituksen ja laadunvarmistuksen alueilla.

Riskitietoinen putkistojen tarkastaminen (risk informed in-service inspection, RI-ISI), laitteiden koestaminen (risk informed in-service testing, RI-IST), turvallisuustekniset käyttöehdot (risk informed technical specifications, RI-TechSpecs) ja laitostapahtumien riskitietoinen jälkiarviointi (Risk Follow-Up) ovat osin kehitysvaiheessa ja osin kokeiluluonteisia sovellutuksia on jo valmistunut. STUKin aloitteesta on toteutettu myös riskitietoista laadunhallintaa (Graded QA) ja luokitusta kehittävä projekti.

Laitoksen putkistojen tarkastusohjelma on tarkoituksenmukaista arvioida riskiin perustuvien mittojen avulla (RI-ISI). Tärkeysmittojen avulla voidaan tunnistaa ne putkistot ja putkiosuudet, laitteet, tukitoiminnot, järjestelmät ja alkutapahtumat, jotka vaikuttavat eniten kyseisen järjestelmän käytettävyyteen. Järjestelmällisen läpikäynnin tulosten perusteella poistetaan vähemmän tärkeitä tarkastuskohteita ja lisätään uusia erityisesti niissä putkistoissa ja laitteissa, joiden vauriot lisäävät riskiä eniten, riippumatta kyseisten kohteiden nykyisestä turvallisuusluokittelusta.

Määrittämällä järjestelmien sallitut testausvälit ja testaustavat riskiin perustuvien mittojen avulla, turvallisuusjärjestelmien ja niiden tukijärjestelmien käytettävyyttä voidaan parantaa (RI-IST). Riskipohjaisesti voidaan myös arvioida testausmenettelyjen tehokkuutta erilaisten laitevikojen ja vanhenemisilmiöiden tunnistamiseksi. Parhaan käytettävyyden saavuttamiseksi ennaltaehkäisevän huollon sallitut ajat ja järjestelmien testausstrategiat voidaan määrittellä integroidusti PSA:n avulla.

Turvallisuusteknisten käyttöehtojen tasapainoisuus voidaan arvioida riskipohjaisesti ja tehdä niihin tarvittavat muutokset. Myös sellaiset vikati-

lanteet, missä laitoksen alasajo saattaisi aiheuttaa suuremman riskin kuin laitoksen korjaus tehoajon aikana (esimerkiksi vakavat viat jälkilämmön poistamiseen tarkoitetuissa järjestelmissä) on tärkeää tunnistaa. Turvallisuusteknisissä käyttöehdoissa tulisi tunnistaa luotettavasti myös monimutkaiset laitoskonfiguraatiot, missä viat, korjaukset, huollot ja testauksesta johtuvat irtikytkennät tai niiden yhdistelmät aiheuttavat huomattavaa turvallisuuden alentumista.

Tarkastustoiminta on tarkoituksenmukaista kohdistaa riskien kannalta olennaisimpiin kohteisiin ja käyttää niihin työmäärä, joka on tasapainossa niiden riskimerkityksen kanssa. Turvallisuusluokiteltujen järjestelmien lisäksi monet muut järjestelmät ovat osoittautuneet tärkeiksi laitoksen turvallisuuden kannalta. Monilla sekundaaripiirin järjestelmillä ja apujärjestelmillä, esimerkiksi merivesijärjestelmällä, komponenttien jäähdytysjärjestelmällä, tulipalojen sammutusjärjestelmällä ja turbiinijärjestelmällä, on huomattava turvallisuusmerkitys. Turvallisuusluokituksen perusteena on ollut vanha amerikkalainen ANSI-standardi. Nykyisen käsityksen mukaan luokittelu ei kaikilta osin täysin vastaa järjestelmien turvallisuusmerkitystä. Luokitusta pyritään kehittämään niin, että vastaavuus olisi entistä parempi.

## KIRJALLISUUTTA

Ydinenergi laki 990/1987

Hallituksen esitys Eduskunnalle ydinenergi laiksi ja eräiksi siihen liittyviksi laeiksi, Perustelut. HE 16/1985 vp.

Basic safety principles for nuclear power plants. Safety Series No. 75-INSAG-3, Vienna: International Atomic Energy Agency, 1998.

Defence in depth in nuclear safety. Safety Series No. 75-INSAG-10. Vienna: International Atomic Energy Agency, 1996.

Safety culture. Safety Series No. 75-INSAG-4. Vienna: International Atomic Energy Agency, 1991.

Development of safety principles for the design of future nuclear power plants, IAEA-TECDOC-801, Vienna: International Atomic Energy Agency, 1995.

Libman J. Elements of nuclear reactor safety, Les Ulis: Institut de Protection et de Sureté Nucleaire, Les Editions de Physique, 1996

WASH-1400, Reactor safety study, An assessment of accident risks in U.S. commercial nuclear power plants, NUREG-75/014, October 1975.

Procedures for conducting probabilistic safety assessments of nuclear power plants (Level 1), Safety Series No. 50-P-4, Vienna: International Atomic Energy Agency, 1992.

Fullwood R R, Hall R E. Probabilistic risk assessment in the nuclear power industry, fundamentals and applications, New York: Pergamon Press, 1987.

